

Teil-UVÉ II Temelin

im Rahmen der Tschechischen Umweltverträglichkeitsprüfung
gemäß Gesetz Nr. 244/1992

„Atomkraftwerk Temelin, Bauänderungen“

Bericht an die Österreichische Bundesregierung



Federal Environment Agency – Austria

Wien, November 2000

Projektkoordination Umweltbundesamt

Karl Kienzl & Franz Meister

Satz/Layout

Elisabeth Lössl (Umweltbundesamt)

Autoren

Irina Andreeva (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)

Iouli Andreev (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)

Christian Baumgartner (Bundesministerium für Umwelt, Jugend und Familie)

Helmut Hirsch

Peter Hofer (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)

Volkmar Kloud (Österreichisches Ökologie-Institut für angewandte Umweltforschung)

Roman Lahodynky (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)

Gabriele Mraz (Österreichisches Ökologie-Institut für angewandte Umweltforschung)

Petra Seibert (Universität für Bodenkultur, Institut für Meteorologie und Physik)

Emmerich Seidelberger (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)

Steven Sholly (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)

Geert Weimann (Institut für Risikoforschung der Universität Wien)

Antonia Wenisch (Österreichisches Ökologie-Institut für angewandte Umweltforschung)

Der vorliegende Bericht an die Österreichische Bundesregierung zur Teil UVE II Temelin wird aus Mitteln des Bundesministeriums für Land- und Forstwirtschaft, Umwelt und Wasserwirtschaft finanziert.

Impressum

Herausgeber: Umweltbundesamt GmbH (Federal Environment Agency Ltd.)
Spittelauer Lände 5, A-1090 Wien, Austria

Eigenvervielfältigung

© Umweltbundesamt GmbH (Federal Environment Agency Ltd.), Wien, November 2000
Alle Rechte vorbehalten
ISBN 3-85457-562-9

Inhalt

1 Zusammenfassung/Shrnuti	5
2 Einleitung und Rechtliche Aspekte.....	13
3 Sicherheitstechnische Aspekte	17
1 Einleitung	18
2 Allgemeine Anmerkungen zur UVP II	18
3 Anmerkungen zu den 78 angeführten Projektänderungen	42
4 Nicht berücksichtigte umweltrelevante Sicherheitsfragen	55
5 Bewertung der UVP II	56
4 Umweltrelevante Aspekte.....	62
1 Einleitung	63
2 Inventar an radioaktiven Stoffen.....	63
3 Das System der Strahlenkontrolle	64
4 Abluftsystem	64
5 Flüssige Ableitungen	65
6 Abfalltrennung und Entsorgung von Abfall aus dem AKW	65
7 Konditionierung der RAA	66
8 Strahlenschutz.....	67
9 Sicherheitsrisiken	68
10 Auswirkungen schwerer Unfälle	70
Anhang	
Autoren.....	77

1

Zusammenfassung/Shrnuti

ZUSAMMENFASSUNG

1 EINLEITUNG

Mit Schreiben vom 11.10.2000 hat das Tschechische Umweltministerium via Österreichische Botschaft Prag bekannt gegeben, daß ein UVP-Verfahren zu Bauänderungen am AKW Temelin (in weiterer Folge UVP II) eingeleitet wird.

Der Österreichischen Botschaft wurde ein Dokumentensatz übergeben, welcher die UVP-Dokumentation mit Beilagen enthielt.

2 RECHTLICHE ASPEKTE

Zu der durch den Verfahrensbeginn geschaffenen rechtlichen Situation ist folgendes festzustellen:

2.1 UVP-Pflicht des KKW Temelin nach tschechischem Recht

Das Umweltverträglichkeitsprüfungsgesetz (UVP-Gesetz, Nr. 244/1992) sieht eine UVP-Pflicht für Kernkraftwerke und deren Änderungen vor (§ 1 in Verbindung mit § 2 Abs. 1 und Anhang 11 Ziffer 3.3 UVP-G).

Die UVP ist vor Erteilung der entsprechenden Bewilligungen nach den Materiengesetzen, also insbesondere nach dem Baugesetz, aber auch nach dem Atomgesetz und vor Verwirklichung der Änderungen durchzuführen und bildet eine Grundlage für die Entscheidung dieser Behörden.

Das in erster und letzter Instanz zuständige Obergericht Prag führt in seinem - rechtskräftigen und nicht mehr anfechtbaren - Präzedenzurteil vom 22.2.1999, GZ 6 A 82/97-70, aus, daß jede Änderung eines Baues, der bei Neuerrichtung einer UVP unterliegen würde, einer UVP zu unterziehen ist, gleich ob diese nach Fertigstellung oder während der Errichtung geplant ist.

Nicht betroffen von dieser UVP-Pflicht sind jedoch Verwaltungsverfahren, die vor Inkrafttreten des UVP-G (1.7.1992) eingeleitet wurden.

2.2 Rechtsfolgen für bereits erteilte Bewilligungen

Die UVP-Pflicht für Änderungen des ursprünglich genehmigten Projektes, für die erst nach dem 1.7.1992 ein Genehmigungsverfahren eingeleitet wurde, bedeutet, daß sämtliche Genehmigungen, für die das zutrifft, rechtswidrig erteilt wurden.

Dies trifft auf Änderungsgenehmigungen zur Baugenehmigung ebenso zu wie auf die Bewilligung des Probetriebes, auf die vorläufige Benutzungsbewilligung und andere Bewilligungen zur Inbetriebnahme des KKW nach dem Baugesetz. Ob dies auch auf die Bescheide nach dem Atomgesetz gilt, die vom Staatlichen Amt für nukleare Sicherheit erteilt wurden und werden, ist strittig.

2.3 Ist die nunmehr vorgelegte UVE eine taugliche Grundlage für eine „Gesamt-UVP“?

Die ursprüngliche Baugenehmigung ist grundsätzlich keiner nachträglichen UVP zu unterziehen, ebensowenig jene Teile des ursprünglichen Bauprojektes, die unverändert geblieben sind. Grundsätzlich sind die Umweltauswirkungen eines Vorhabens in der UVP aber in einer umfassenden und integrativen Gesamtschau darzulegen und es ist geboten, Änderungen eines Vorhabens in ihrer Gesamtheit zu betrachten und zu beurteilen. Die Änderungen sind auch im Verhältnis zu aus dem ursprünglichen Projekt unverändert übernommenen Projektbestandteilen zu beurteilen, wobei man davon ausgehen kann, daß sich durch das Zusammenspiel der „alten“ und der „neuen“ Komponenten des Kraftwerks ein einheitlicher Sicherheitszustand ergibt, der für die Beurteilung der Auswirkungen des KKW auf die Umwelt insbesondere im Fall einer Havarie entscheidend ist. Es ergibt sich somit ein Beurteilungsgegenstand der UVP, der weiter ist als der den Änderungsgenehmigungen zu Grunde liegende Entscheidungsgegenstand.

Daß eine solche Gesamtbeurteilung, dort wo sie notwendig ist, durchgeführt wurde, kann auf Basis der vorgelegten Dokumentation nicht bestätigt werden.

Das tschechische UVP-G verlangt nun in seinem Anhang 3 eine sehr eingehende Beschreibung der betroffenen Umwelt und der Auswirkungen auf die Umwelt, jedoch nur eine „kurze Beschreibung der technischen und technologischen Lösung“, dafür aber auch eine Beschreibung der Sicherheitsrisiken beim Betrieb (Wahrscheinlichkeit und Auswirkungen eines Unfalls, Maßnahmen zur Unfallvermeidung und zur Beseitigung der Unfallfolgen).

Diese Bestimmungen und die Tatsache, daß Sicherheitsaspekte von Umweltaspekten durch die unterschiedliche Behördenstruktur (die Atomaufsichtsbehörde, dort v. a. Baubehörde, Wasserrechtsbehörde) in der tschechischen Praxis scharf getrennt werden, haben die Projektwerberin offensichtlich veranlaßt, technische Details zu den für die Verursachung von Umweltauswirkungen entscheidenden Projektteilen - wie eine detaillierte Beschreibung der im KKW vorhandenen Anlagen (Projektdokumentation) oder die vorzulegenden Sicherheitsberichte - der UVE nicht beizuschließen. Diese Vorgangsweise wäre nur rechtlich einwandfrei, soweit die UVE eindeutig auf diese Unterlagen Bezug nimmt und diese Unterlagen öffentlich zugänglich wären bzw. mit der UVE auflägen. Dies scheint in weiten Bereichen nicht der Fall zu sein. So ist zwar eine umfangreiche Liste weiterführender bzw. für die Risikobewertung essentieller Literatur in der UVP-Dokumentation angeführt, jedoch der Öffentlichkeit nicht zugänglich gemacht worden.

Dabei muß darauf hingewiesen werden, daß diese - in der UVE nicht enthaltenen - Unterlagen Grundlagen für Entscheidungen der oben angesprochenen Behörden waren, die zum Großteil ohne gesetzesgemäß abgeschlossene UVP gar nicht hätten erteilt werden dürfen!

Eine Beschreibung der „physischen Merkmale des gesamten Projekts“ und eine „Beschreibung der wichtigsten Merkmale der Produktionsprozesse, z. B. Art und Menge der verwendeten Materialien“ ist aber auch nach Anhang IV der EU-UVP-Richtlinie 85/337/EWG idF 97/11/EG vorzulegen. Die Espoo-Konvention der ECE über grenzüberschreitende UVP verlangt in ihrem Anhang II eine „Beschreibung des Projekts“.

3 SICHERHEITSTECHNISCHE ASPEKTE

3.1 Zur methodischen Vorgangsweise

Die Konzept- und Sicherheitsbetrachtung wird im Zusammenhang mit den dargelegten Projektänderungen nicht explizit erwähnt und beschrieben.

Es erscheint als nicht ausreichend, wenn Projektänderungen in der Dokumentation nur aufgelistet werden.

Spezielle Probleme und Folgewirkungen, die sich aus den Projektänderungen für die Sicherheit ergeben können, werden auf diese Weise nicht angemessen abgedeckt.

Die Systematik, in der die Projektänderungen in der Dokumentation präsentiert werden, ist nicht in jedem Punkt nachvollziehbar und übersichtlich.

Es wird als erforderlich erachtet, daß die UVP alle jeweilig relevanten Genehmigungsgrundlagen nachvollziehbar darlegt. So kann etwa bei der Leit-, Meß- und Regeltechnik eine Nachvollziehbarkeit des Ursprungs solcher Genehmigungsgrundlagen nicht gewonnen werden.

3.2 Nicht angesprochene sicherheitsrelevante Änderungen bzw. Problem-bereiche

Aus der Aufzählung und Beschreibung der Änderungen, die der UVP unterzogen werden, ist nicht ersichtlich, inwiefern diese mit den in verschiedenen Audits internationaler Organisationen vorgeschlagenen Änderungen zusammenhängen. Man kann z.B. nicht entnehmen, ob alle im tschechischen Bericht zur Nuclear Safety Convention der IAEA aufgelisteten 60 Design-Änderungen Gegenstand der UVP sind.

Folgende von der IAEA identifizierte wichtigen sicherheitsrelevanten Problembereiche werden nicht in den 78 Änderungen der Temelin UVP II angesprochen (die folgenden Abkürzungen beziehen sich auf die Auflistung der IAEA):

- G2: Qualification of Equipment (Qualifikation der Ausrüstung)
- CI1&CI2: RPV embrittlement and its monitoring (Versprödung des Reaktordruckgefäßes und dessen Beobachtung)
- Steam Generator Safety and Relief Valves Qualification for Water Flow (Qualifizierung der Frischdampfsicherheits- und Abblaseventile für Wasserbeaufschlagung)
- S5: ECCS sump screen blocking (Verstopfung des Einlaufes zu den Notkühlsystemen)
- S15: Hydrogen removal system (Wasserstoffeliminierung)
- Cont. 1: Containment by-pass
- AA9: Severe Accidents - Foundation slab melting through (Schwerer Unfall mit Durchschmelzen des Reaktorfundamentes)
- EH1: Seismic design (Erdbebensicherheit)
- OP2: Emergency operating procedures (Notfallsvorsorgeverfahren)

Folgende "safety issues" werden nur indirekt in den 78 Änderungen angesprochen:

- CI5: SG tubes integrity (Dampferzeuger-Röhrenintegrität)
- CI4: SG collector integrity (Dampferzeuger -Kollektorintegrität)
- IH7: Protection against dynamic effects of main steam and feedwater line break (Schutz gegen dynamische Effekte bei Dampf- und Speisewasserleitungsbruch)

In der Dokumentation fehlt eine Begründung, warum die von der IAEA zum Teil mit hoher Priorität versehenen umweltrelevanten Sicherheitsthemen und der daraus notwendig erwachsenden Änderungen nicht oder nur zum Teil thematisiert wurden.

3.3 Begrenzung des Umfangs der UVP

Die UVP-Dokumentation bietet keine Darstellung alternativer Lösungsansätze, wie auch einer Nulllösung.

Die UVP-Dokumentation diskutiert nicht jene Risiken für die Umwelt und die Bevölkerung, welche durch schwere Unfälle begründet werden können, obwohl eine PSA für das KKW Temelin existiert.

Die UVP-Dokumentation diskutiert keine Minderungsmaßnahmen gegen schwere Unfälle und läßt das Fehlen von einschlägigen Maßnahmen, obwohl diese vorgeschlagen, jedoch nicht umgesetzt wurden, gänzlich unbehandelt.

Die in der UVP-Dokumentation dargestellte Behandlung von Maßnahmen in Zusammenhang mit einem Bruch der nahegelegenen Gaspipeline ist ungenügend. Berechnungen, welche mit dem "ALOHA™ code" durchgeführt wurden, belegen, für den Fall, daß keine sofortige Explosion unmittelbar bei einem Bruch der Gaspipeline stattfindet, daß daraus resultierende Gaswolken in das Reaktorgebäude eindringen können. Unter typischen Wetterbedingungen wird die untere kritische Konzentration für Explosionen (lower explosive limit) im Reaktorgebäude und die obere kritische Konzentration (upper explosive limit) für Explosionen außerhalb des Reaktorgebäudes erreicht. Derartige Unfallszenarien sind für beide Blöcke der KKW-Anlage von Bedeutung.

3.4 Anmerkungen zu wesentlichen Projektänderungen

3.4.1 Projektänderung 41, Änderungen im BAPP

Es ist auffällig, daß zwischen der Dokumentation zum Nebengebäude (1999) und der gegenständlichen Dokumentation (2000) an einigen wichtigen Punkten inhaltliche Widersprüche bestehen.

Die Widersprüche zwischen den beiden Dokumentationen betreffen gerade die wichtige Bewertung von Unfallrisiken und -folgen.

3.4.2 Projektänderung 55, Änderung des Brennstoffs

Das veränderte Risikopotential müßte im Rahmen einer UVP in schlüssiger Form behandelt werden.

3.4.3 Projektänderung 56, Kompaktlagerung des abgebrannten Brennstoffes

Es werden unzulässigerweise keine Auswirkungen bei Übergang von Normal- zur Kompaktlagerung der abgebrannten Brennelemente im Brennelementebecken angegeben.

Die zusätzlichen Sicherheitsprobleme bei der Umstellung auf Kompaktlagerung, die kaum vorhandenen Erfahrungen mit Kompaktlagerung in WWER 1000/320 sowie die speziellen Schwachstellen der Beckenkühlung bei diesen Anlagen werden in der Dokumentation nicht behandelt.

Es gibt keine genauere Beschreibung der Modifizierung relevanter Systeme und Einrichtungen.

Zur Kompaktlagerung im Abklingbecken eines WWER 1000-Reaktors gibt es außer bei Kozloduj 5 und 6 kaum Erfahrungen.

Die Risiken der Kompaktlagerung bestehen besonders bei seismischen Ereignissen. Dieser Umstand ist im Hinblick auf die Unterschätzung der Erdbebengefährdung am Standort Temelin von besonderer Bedeutung. In der UVP werden dazu keine Ausführungen gemacht.

3.4.4 Projektänderung 57, Ausschlagsicherungen für hochenergetische Leitungen

Ausschlagsicherungen für den Primärkreis werden in der Dokumentation nicht oder nur marginal angesprochen – es muß offen bleiben, inwieweit hier Unvollständigkeit gegeben ist.

3.4.5 Seismik und deren Berücksichtigung

Es liegen unvollständige Angaben zur Geomorphologie des KKW Terrains vor.

Es fehlt eine graphische Dokumentation zu den geologischen Verhältnissen.

Es fehlt eine Beschreibung einer hydrologischen Studie zu dem Terrain.

Es erscheint ein maximales Berechnungsbeben von 6,5°MSK und der seitens der IAEO für aseismische Gebiete empfohlene Wert der maximalen horizontalen Bodenbeschleunigung (MHPGA) von 0,1g als keineswegs ausreichend konservativ.

Die in der Wahrscheinlichkeitsrechnung angewendete Gefährdungskurve für seismische Ereignisse ist unglaubwürdig. Es wird nicht erwartet, daß seismische Ereignisse das Risiko dominieren, obwohl es zu erwarten ist, daß die Kernschmelzhäufigkeit oberhalb 10⁻⁶ pro Jahr möglicherweise sogar höher als 10⁻⁵ liegen würde.

3.4.6 Nicht berücksichtigte umweltrelevante Sicherheitsfragen

Es wird nur ein Teil möglicher Störfälle berücksichtigt. Die Berücksichtigung beschränkt sich aber nur auf Auslegungsstörfälle. Schwere Störfälle mit Schmelzen des Reaktorkernes werden nicht betrachtet.

Zu den Angaben bzgl. der hochradioaktiven Abfallmengen steht beim Übergang von einer Brennelementeeinsatzdauer über 3 Jahre zu einer Einsatzdauer von 4 Jahren und der dadurch verminderten hochradioaktiven Abfallmenge der erhöhte Abbrand der Brennelemente gegenüber. Hieraus ergeben sich Fragen, welche für das UVP-Verfahren zum Hilfsgebäudekomplex von Bedeutung sind, in der entsprechenden UVP-Dokumentation aber nicht behandelt wurden.

Sind in sämtlichen Fällen, in denen eine Minderung der unmittelbaren Umwelteinflüsse des KKW Betriebes angestrebt, bzw. nachgewiesen wurden, die Langzeitauswirkungen ebenso einer Prüfung unterzogen worden (z.B. Entsorgung der Filter und deren mögliche Folgeinflüsse auf die Umwelt)?

4 UMWELTRELEVANTE ASPEKTE

4.1 Wahrscheinlichkeit von Unfällen

In der vorliegenden Dokumentation wird auf die Ergebnisse der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA level 1 und 2) überhaupt nicht eingegangen, auch fehlt eine Diskussion der Wirksamkeit der technischen Verbesserungen in Hinblick auf die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten großer Unfälle.

4.2 Qualitative Beurteilung der UVP-Dokumentation

Die Dokumentation enthält sehr wenig konkrete Daten und läßt daher sehr viele Fragen offen.

4.3 Radioaktives Inventar

Der neue Reaktorkern der Firma Westinghouse wird statt 3 Jahre 4 Jahre im Reaktor verbleiben und kann einen maximalen Abbrand von 60 MWd/kg erreichen. Darauf, daß sich dadurch die Zahl abgebrannter Brennstäbe verringert wird hingewiesen, auf die Erhöhung des radioaktiven Inventars im Kern hingegen nicht. Das Inventar des neuen Reaktorkerns ist in der Dokumentation nicht enthalten.

Das radioaktive Inventar im AKW wird darüber hinaus auch durch die Kompaktlagerung der abgebrannten Brennstäbe vergrößert.

Beides kann bei der Beurteilung der potentiellen Auswirkungen von externen Ereignissen wie z.B. Erdbeben nicht vernachlässigt werden.

4.4 System der Strahlenkontrolle

Das neue System der Strahlenkontrolle wird nur sehr oberflächlich beschrieben, ebenso das Programm für das Umweltmonitoring.

4.5 Tritium-Emissionen

Die Beschreibung des Abluftsystems enthält kaum technische Daten; die projizierten Emissionen entsprechen denen anderer WWER 1000-Reaktoren. Die Tritium-Emissionen werden durch die veränderte Technologie der Aufbereitung der RAA aus der Luft ins Oberflächen-gewässer verlagert.

4.6 Abfallmanagement

Die Abfalltrennung führt dazu, daß radioaktiver Abfall der dem Freisetzungskriterium genügt als inaktiv entsorgt werden kann. Der Abfall darf wiederverwertet werden (Metalle) bzw. auf der Deponie in Temelinec deponiert werden. Ob die Deponie für diese Abfälle ausreichend sicher ist, kann aufgrund der Dokumentation nicht beurteilt werden.

4.7 Unfallanalyse

Bei der Betrachtung der Sicherheitsrisiken und ihrer Umweltauswirkungen beschränkt sich die Dokumentation auf Auslegungsstörfälle. Diese Darstellung ist sehr allgemein und die Ergebnisse sind nicht nachvollziehbar.

Schwere Unfälle, deren Auswirkungen nicht auf die nähere Umgebung des AKW beschränkt wären, werden nicht betrachtet.

Auf der Basis einer Risikoanalyse der bulgarischen Akademie der Wissenschaften, die in Ermangelung konkreter Datenangaben in der UVP-Dokumentation dem Quellterm für schwere Unfälle in Temelin zugrundegelegt wurden, zeigen die beispielhaften Berechnungen den Ferntransport radioaktiver Stoffe nach einem solchen Unfall.

Die vorgestellten Szenarien zeigen, daß auch eine Verseuchung großer Gebiete außerhalb der 30 km Zone bei einem schweren Unfall nicht ausgeschlossen werden kann.

5 SCHLUSSFOLGERUNG

Die UVP-Dokumentation bietet ungenügende Informationen, um eine Gefährdung österreichischen Staatsgebietes und österreichischer Staatsbürger durch den Betrieb des KKW Temelin ausschließen zu können. Ob die Anlage nach Implementierung der gegenständlichen Bauänderungen ein Risiko einer für Österreich bedeutsamen radioaktiven Gefährdung im Falle ungeplanter Ereignisse darstellt, kann deshalb abschließend nicht beurteilt werden.

Das tschechische UVP-Recht bestimmt Anforderungen (umfassende und integrative Gesamtschau der Auswirkungen der Änderungen im Zusammenhang mit dem Gesamtvorhaben) zur Qualität vorzulegender UVP-Dokumentationen. Der in der UVP-Dokumentation dargestellte Umfang (unvollständige Störfallanalysen, Schnittstellen geänderter Anlagenteile zu unveränderten etc.) muß als eingeschränkt bezeichnet werden, getroffene Aussagen sind in wichtigen Bereichen nicht nachvollziehbar. Es muß daher bezweifelt werden, ob die gegenständliche UVP-Dokumentation den Anforderungen des tschechischen UVP-Rechtes entspricht.

Es bedarf zudem der behördlichen Prüfung, welche Bescheide, insbesondere bau- und atomrechtliche Bescheide, aktuell als rechtwidrig angesehen werden müssen und welche verfahrensspezifischen Konsequenzen hieraus erwachsen.

SHRnutí

1 ÚVOD

Dopisem z 11.10.2000 oznámilo České ministerstvo životního prostředí přes rakouskou ambasádu v Praze, že se zahajuje proces hodnocení vlivů stavebních změn v projektu JE Temelín na životní prostředí (dále jen EIA II).

Rakouská ambasáda obdržela soubor dokumentů, obsahující Dokumentaci EIA s přílohami.

2 PRÁVNÍ ASPEKTY

K vzniklé právní situaci, která vznikla zahájením řízení lze říci následující:

2.1 Povinnost provést EIA podle českého právního řádu

Zákon o hodnocení vlivů na životní prostředí (zák. č. 244/1992 Sb.) ukládá povinnost provést EIA pro jaderné elektrárny a jejich změny (§ 1 v souvislosti s § 2 odst. 1 a přílohou 11 bod (3.3) zákona o EIA).

Požaduje provedení EIA před udělením příslušného stavebního povolení v souladu s hmotnou legislativou, především v souladu se stavebním zákonem, ale také v souladu s atomovým zákonem a před realizací změn a představuje základ pro rozhodování příslušných orgánů.

Nejvyšší soud v Praze, který je v první a poslední instanci zodpovědný, v precedenčním rozhodnutí z 22.2.1999, č.j. 6 A, které má právní platnost a již není napadnutelné, uvádí, že každá změna stavby, která by při novostavbě byla podrobena EIA, musí být podrobena EIA, jestli byla plánována před výstavbou nebo-li během výstavby.

Zákon neukládá provedení EIA pro správní řízení, která byla zahájena před 1.7.1992, když zákon o EIA vstoupil v platnost.

2.2 Právní důsledky pro již udělená povolení

Povinnost provedení EIA pro změny původně schváleného projektu, pro které po 1.7.1992 bylo zahájeno schvalovací řízení, znamená, že všechna povolení, kterých se to týká, byla udělena protiprávně.

To platí pro povolení změny k stavebnímu povolení, dále pro povolení ke zkušebnímu provozu, pro předběžné povolení k užívání a další povolení pro spouštění jaderné elektrárny v souladu se stavebním zákonem. Jestli se to vztahuje také na rozhodnutí podle atomového zákona, které udělil a uděluje Státní úřad pro jadernou bezpečnost, je sporné.

2.3 Je předložená EIA vhodným základem „pro celkovou EIA?“

Původní stavební povolení v zásadě není nutné podrobit dodatečnému posuzování vlivů na životní prostředí, ani části úvodního stavebního projektu, které nebyly pozměněny. V zásadě však je nutné popsat vlivy na životní prostředí záměru v EIA komplexním a integrativním

celkovým pohledem a je radno, změny záměru zohlednit a posuzovat jako celek. Je nutné posoudit změny také z hlediska k úvodním nepozměněným částím projektu, přičemž lze předpokládat, že součinem „starých“ a „nových“ komponent jaderné elektrárny vznikne jednotný bezpečnostní stav, který je rozhodující pro posuzování vlivů jaderné elektrárny na životní prostředí v případě havárie. Tím vznikne nový předmět posuzování, který je širší než předmět rozhodování pro povolení změn.

Zdali bylo provedeno celkové posouzení tam, kde nutné, nelze potvrdit na základě předložené dokumentace EIA.

Český zákon o EIA v příloze 3 ukládá velmi podrobný popis ovlivněného životního prostředí a vlivu na životní prostředí, avšak jenom „stručný popis technického a technologického řešení“, zato ale také popis bezpečnostních rizik v provozu (pravděpodobnost a účinky nehody, opatření k prevenci nehod a eliminaci účinků nehod).

Tato ustanovení a skutečnost, že bezpečnostní hlediska jsou v české praxi přísně oddělené od ekologického hlediska různými úřady (jednak jaderný dozor, jinak především stavební úřad, vodohospodářský úřad), zřejmě vedly oznamovatele k tomu, aby nepřiložil technické detaily pro vznik účinků na životní prostředí v rozhodujících částech projektu – kterým je popis v JETE instalovaných zařízení (projektová dokumentace) nebo bezpečnostní zprávy, které by se předkládat měly. Tento postup by byl z právního hlediska korektní jen tehdy, pokud by materiály, na které se dokumentace jednoznačně vztahuje, byly veřejně dostupné, resp. byly k nahlédnutí spolu s dokumentací. Tomu z velké části tak není. Uvádí se obsáhlý seznam použité literatury, např. pro hodnocení rizika, která však není dostupná veřejnosti.

Přitom je důležité poukázat na to, že tyto v Dokumentaci neobsažené podklady byly základem pro rozhodnutí zmíněných úřadů, která by z větší části neměla být vydána bez podle zákona ukončené EIA!

Popis „fyzických charakteristik celkového projektu“ a „ popis hlavní charakteristiky výrobního procesu, např. druh a množství použitých materiálů“ je však nutné předložit podle přílohy IV EU-EIA-Směrnice 85/337/EWG idF 97/11/EG. Konvence Espoo ECE o mezistátní EIA požaduje v příloze II „popis projektu“.

3 BEZPEČNOSTNÍ TECHNIKA

3.1 K metodickému přístupu

Koncepční a bezpečnostní přístup v souvislosti s předloženými změnami není jasně zmíněn a popsán.

Nezdá se být dostatečné, když jsou projektové změny v dokumentaci jenom uvedeny jako výčet.

Specifické problémy a důsledky účinků, které projektové změny mohou vyvolat, tímto způsobem nebyly dostatečně pokryty.

Systematika, která v dokumentaci je použita pro prezentování projektových změn, není v každém bodě přehledná a logická.

Považujeme za nutné, aby EIA popsala důsledným způsobem všechny relevantní základy pro rozhodnutí. Například u řídicí, měřicí a regulační techniky není možné získat dostačující informace o původu těchto základů pro rozhodnutí.

3.2 Nezminěné, avšak z hlediska bezpečnosti důležité změny resp. oblasti

Z vyjmenování a popisu změn, které prošly hodnocením vlivů na životní prostředí, nelze rozpoznat, do jaké míry souvisejí s doporučeními různých auditů, které byly provedeny mezinárodními organizacemi. Například není možné poznat, jestli všech 60 konstrukčních změn, vyjmenovaných v České zprávě k Nuclear Safety Convention IAEA, je předmětem EIA.

Následující nejdůležitější bezpečnostní problémy, které identifikovala IAEA, nebyly zmíněny v 78 změn v EIA II Temelín (následující zkratky se vztahují na seznam IAEA):

- G2: Qualification of Equipment (kvalifikace zařízení)
- CI1&CI2: RPV embrittlement and its monitoring (Křehnutí tlakové nádoby reaktoru a jeho monitoring)
- Steam Generator Safety and Relief Valves Qualification for Water Flow (kvalifikace pojistného a přepouštěcího ventilu parního potrubí vůči působení vody)
- S5: ECCS sump screen blocking (ucpání přívodu do systému havarijního chlazení)
- S15: Hydrogen removal system (odstranění vodíku)
- Cont. 1: Containment by-pass
- AA9: Severe Accidents - Foundation slab melting through (Těžká nehoda s protavením základů reaktoru)
- EH1: Seismic design (seismická bezpečnost)
- OP2: Emergency operating procedures (Nouzové provozní postupy)

Následující "safety issues" byly zmíněny jenom nepřímo v 78 změnách:

- CI5: SG tubes integrity (integrita trubek parogenerátoru)
- CI4: SG collector integrity (integrita kolektoru parogenerátoru)
- IH7: Protection against dynamic effects of main steam and feedwater line break (ochrana proti dynamickému efektu roztržení parovodu a potrubí napájecí vody)

V Dokumentaci chybí odůvodnění, proč se nediskutovaly ekologicky důležité bezpečnostní oblasti a z nich vyplývající změny, anebo jenom částečně, když je IAEA označuje jako prioritu.

3.3 Omezení rozsahu hodnocení vlivů na životní prostředí

Dokumentace neobsahuje žádná alternativní řešení, ani nulovou variantu.

Dokumentace neprobírá rizika pro životní prostředí a obyvatelstvo, které mohou vzniknout při vážných nehodách, přestože existuje PSA pro JETE.

Dokumentace nediskutuje omezující opatření při těžkých haváriích a nezabývá se chyběním příslušných opatření, která byla navržena, ale nebyla realizována.

V Dokumentaci popsána opatření v souvislosti s prasknutím blízkého transnitního plynovodu jsou nedostačující. Výpočty provedené „ALOHA™ code“ ukázaly, že v případě, že nedojde k okamžitému výbuchu přímo při prasknutí plynovodu, že tím vzniklý plynový mrak může proniknutí do reaktorovny. Za typických metrologických podmínek se dosáhne dolní kritické koncentrace pro výbuch (lower explosive limit) v reaktorovně a horní kritické koncentrace (upper explosive limit) pro výbuchy mimo budovy reaktoru. Tyto havarijní scénáře mají význam pro oba bloky jaderné elektrárny.

3.4 Připomínky k zásadním změnám projektu

3.4.1 Změna 41, Změny v BAPP

Je pozoruhodné, že mezi EIA I BAPP (1999) a předloženou EIA II (2000) se v některých bodech nachází obsahový rozpor.

Rozpory mezi dvěma Dokumentacemi se týkají zvláště důležitého vyhodnocení rizika nehod a důsledků nehod.

3.4.2 Změna 55, Záměna paliva

Změněný rizikový potenciál by měl být projednán v rámci vlastní EIA odpovídající formou.

3.4.3 Změna 56, Zkompaktnění bazénu vyhořelého paliva

Je nepřijatelné, že se neuvádí účinek přechodu z normálního ke kompaktnímu skladování vyhořelého paliva v bazénu pro skladování vyhořelého paliva.

Dokumentace se nezabývá dodatečně vznikajícím bezpečnostním problémem při přechodu na kompaktní skladování, skoro neexistující zkušenosti s kompaktním skladováním ve VVER 1000/320 a speciální slabiny chlazení bazénu u těchto zařízení.

Chybí detailnější popis modifikace příslušných systémů a zařízení.

S kompaktním skladováním v bazénu pro skladování vyhořelého paliva ve VVER 1000/320 kromě Kosloduj 5 a 6 neexistuje skoro žádná zkušenost.

Riziko kompaktního skladování hrozí především při seismické události. Tato skutečnost má velký význam z hlediska podceňování seismického ohrožení na stanovisku Temelín. Dokumentace se s tím nezabývá.

3.4.4 Změna 57, Omezovač nekontrolovaného pohybu vysokoenergetického potrubí

Omezovače v primárním okruhu se v Dokumentaci nediskutují anebo jen okrajově – zůstává otevřenou otázkou, jestli se jedná o neúplnost.

3.5 Seismicita a její zohlednění

Neúplné údaje o geomorfologii terénu jaderné elektrárny.

Chybí grafická dokumentace o geologických poměrech.

Chybí popis hydrologické studie o terénu.

Maximální výpočtové zemětřesení 6,5° MSK-64 a hodnota pro aseismické oblasti, doporučená agenturou IAEA, s maximálním horizontálním špičkovým zrychlením (MHPGA) 0,1g se nezdá být dostatečně konservativní.

Ve výpočtu pravděpodobnosti použita riziková křivka pro seismické události není věrohodná. Neočekává se, že by seismické události byly dominujícím rizikem, třebaže lze očekávat, že četnost tavení aktivní zóny by se nacházela nad $10^{-6}/r$, možná nad $10^{-5}/r$.

3.6 Nezhledněné, z hlediska ochrany životního prostředí významné bezpečnostní otázky

Zohlednila se jenom část možných nehod. Zohlednění se omezuje na projektové nehody. Vážné nehody při tavení aktivní zóny se nepopisují.

V souvislosti s údajem o vysokoradioaktivních odpadech dochází prodloužením 3-letého palivového cyklu na 4-letý nejenom ke snížení množství vysokoradioaktivního odpadu, ale také k vyššímu vyhoření paliva. Z toho vznikají otázky, které jsou významné pro process EIA I, kterými se Dokumentace však nezabývá.

Byly všechny případy, které měly za cíl snížit nepřímé vlivy na životní prostředí z provozu JE, nebo u kterých to je doloženo, také podrobeny hodnocení dlouhodobých účinků (např. likvidace filtrů a možné další vlivy na životní prostředí)?

4 ENVIRONMENTÁLNÍ HLEDISKA

4.1 Pravděpodobnost nehod

Předložená Dokumentace se výsledky Pravděpodobnostní bezpečnostní analýzy (PSA level 1 a 2) nezabývá, dále chybí diskuse o účinnosti technických úprav z hlediska pravděpodobnosti vzniku velkých nehod.

4.2 Kvalitativní hodnocení Dokumentace o hodnocení vlivů na životní prostředí

Dokumentace obsahuje jen málo konkrétních údajů, a proto zůstává mnoho otázek nezodovězených.

4.3 Radioaktivní inventář

Nová aktivní zóna firmy Westinghouse zůstává namísto 3 let 4 roky v reaktoru a dovoluje dosahování vyššího vyhoření až 60 MWd/kg. Poukazuje se na snížení počtu vyhořelých palivových proutků, na zvýšení radioaktivního inventáře aktivní zóny se však nepoukazuje. Inventář nové aktivní zóny se v Dokumentaci neuvádí.

Radioaktivní inventář v jaderné elektrárně se dále zvyšuje kompaktním skladováním vyhořelého paliva.

Obojí nelze vynechat při hodnocení případných účinků vnějších událostí jako např. zemětřesení.

4.4 Systém radiační kontroly

Nový systém radiační kontroly se popisuje jenom velmi povrchně, stejně jako program monitoringu životního prostředí.

4.5 Výпустě tritia

Popis systému odpadního vzduchu obsahuje jen málo technických údajů; projektované emise odpovídají emisím jiných reaktorů VVER 1000. Emise tritia se přesunují obměněnou technologií pro zpracování RAO ze vzduchu do povrchových vod.

4.6 Odpadové hospodářství

Třídění odpadu vede k tomu, že radioaktivní odpad, splňující kritéria pro uvolnění do přírody, může být likvidován jako neaktivní. Odpad může být recyklován (kov) resp. skladován na skládce v Temelíně. Jestli tato skládka má dostatečnou kapacitu pro tyto odpady, nelze zhodnotit na základě této Dokumentace.

4.7 Analýza havárií

Při popisu bezpečnostních rizik a vlivů na životní prostředí se omezuje Dokumentace na projektové nehody. Tento popis je velmi všeobecný a výsledky nelze potvrdit.

Těžké havárie, jejichž následky by se neomezovaly na nejbližší okolí JE, se neuvážily.

Na základě rizikové analýzy bulharské Akademie věd, která byla pro nedostatek konkrétních údajů použita v Dokumentaci jako výchozí zdrojový term (radionuklidy uvolněné do atmosféry) pro těžké havárie v JE Temelín, ukazují příkladně výpočty dálkový fall-out radioaktivních látek po takové havárii.

Předpokládané scénáře ukazují, že zamoření velkých oblastí za zónu 30 kilometrů při těžké havárii výlučitelné není.

5 ZÁVĚR

Dokumentace o hodnocení vlivů na životní prostředí neposkytuje dostačující informace, aby bylo možné vyloučit ohrožení rakouského státního území a rakouských občanů provozem JE Temelín. Jestli zařízení po realizaci předmětných stavebních změn bude představovat riziko významné radioaktivní ohrožení v případě nepředvídaných událostí, z toho důvodu nelze zhodnotit s konečnou platností.

České právo o EIA určí požadavky (komplexní a integrativní celkový pohled na účinky změn v souvislosti s celkovým záměrem) na kvalitu předkládaných dokumentací EIA. V Dokumentaci popsany rozsah (neúplné analýzy nehod, interfejs pozměněných zařízení k nezměněným atd.) se musí označit jako omezený, některá stanoviska v důležitých oblastech nejsou ověřitelná. Je nutné proto pochybovat, jestli předmětná Dokumentace EIA odpovídá požadavkům českého práva o EIA.

Dále bude nutné, aby příslušné úřady prověřily, která rozhodnutí, především podle stavebního a jaderného práva musí aktuálně být pojata jako protiprávní a které specifické důsledky vznikají z hlediska správních řízení.

2

Einleitung und Rechtliche Aspekte

1 EINLEITUNG

Mit Schreiben vom 11.10.2000 hat das Tschechische Umweltministerium via Österreichische Botschaft Prag bekannt gegeben, daß ein UVP-Verfahren zu Bauänderungen am AKW Temelin (in weiterer Folge UVP II) eingeleitet wird.

Der Österreichischen Botschaft wurde ein Dokumentensatz übergeben, welcher die UVP-Dokumentation mit Beilagen enthielt.

Das Umweltbundesamt hat von jenen Teilen der UVP-Dokumentation, welche eine Beurteilung möglicher Auswirkungen der gegenständlichen Bauänderungen auf das Staatsgebiet der Republik Österreich, wahrscheinlich erscheinen lassen Übersetzungen angefertigt und diese der österreichischen Öffentlichkeit zur Kenntnis gebracht.

2 RECHTLICHE ASPEKTE

Mitte Oktober 2000 wurde vom Umweltministerium der Tschechischen Republik von der Projektwerberin CEZ eine Umweltverträglichkeitserklärung betreffend die Änderungen des ursprünglichen KKW-Projektes übermittelt. Zu der dadurch geschaffenen rechtlichen Situation ist folgendes festzustellen:

2.1 UVP-Pflicht des KKW Temelin nach tschechischem Recht

Die vorliegende UVE stellt eine Grundlage für eine UVP zu Änderungen des ursprünglich eingereichten Projektes KKW Temelin dar.

Das Projekt der Errichtung des KKW Temelin bedarf zahlreicher behördlicher Bewilligungen nach tschechischem Recht. Die im Hinblick auf die Beeinträchtigung der Rechte und Interessen Dritter wichtigste Bewilligung stellt die Baubewilligung dar (§ 55 Baugesetz, Nr. 50/1976 Slg. idF Nr. 83/1998 Slg.). Für das KKW Temelin wurde die Baubewilligung ursprünglich mit Bescheid des Bauamtes Ceske Budejovice vom 23.11.1986 erteilt. Nach Erteilung der Baubewilligung wurde das Projekt jedoch im technologischen Teil wesentlich verändert. Auf Grund dieser Änderungen in der Projektdokumentation muß auch die Baubewilligung in zahlreichen Punkten geändert werden.

Die für die kerntechnische Sicherheit der Anlage entscheidenden Bewilligungen erteilt das Staatliche Amt für nukleare Sicherheit gem. §9 des Atomgesetzes (Nr. 18/1997 Slg.)

Das Umweltverträglichkeitsprüfungsgesetz (UVP-Gesetz, Nr. 244/1992 Slg.) sieht eine UVP-Pflicht für Kernkraftwerke und deren Änderungen vor (§ 1 in Verbindung mit § 2 Abs. 1 und Anhang 11 Ziffer 3.3 UVP-G).

Die UVP ist vor Erteilung der entsprechenden Bewilligungen nach den Materiegesetzen, also insbesondere nach dem Baugesetz, aber auch nach dem Atomgesetz und vor Verwirklichung der Änderungen durchzuführen und bildet eine Grundlage für die Entscheidung dieser Behörden.

Das in erster und letzter Instanz zuständige Obergericht Prag führt in seinem - rechtskräftigen und nicht mehr anfechtbaren - Präzedenzurteil vom 22.2.1999, GZ 6 A 82/97-70, aus, dass jede Änderung eines Baues, der bei Neuerrichtung einer UVP unterliegen würde, einer UVP zu unterziehen ist, gleich ob diese nach Fertigstellung oder während der Errichtung geplant ist. Dies deshalb, da das tschechische UVP-Gesetz jede Änderung solcher Vorhaben ohne spezielle Schwellenwerte einer UVP unterwirft. Durch diesen Gerichtsentscheid ist klargestellt, dass sämtliche Änderungen in der Baudokumentation für das KKW Temelin einer UVP zu unterziehen sind. Dies gilt unabhängig davon, ob ein selbständiges Bauänderungsverfahren durchgeführt wird, oder ob die Bewilligung der Bauänderung erst im Zuge der Kollaudierung erfolgen soll.

Dieser Rechtslage gemäß wurde nunmehr eine UVE vorgelegt, wobei der Projektbetreiber den Medien gegenüber in offensichtlichem Widerspruch zur obgeschilderten Rechtsprechung noch immer behauptet, die Vorlage der UVE sei „freiwillig“. In der UVE selbst wird diese Meinung nicht mehr vertreten.

Nicht betroffen von dieser UVP-Pflicht sind jedoch Verwaltungsverfahren, die vor Inkrafttreten des UVP-G, d. h. der 1.7.1992, eingeleitet wurden.

2.2 Rechtsfolgen für bereits erteilte Bewilligungen

Die UVP-Pflicht für Änderungen des ursprünglich genehmigten Projektes, für die erst nach dem 1.7.1992 ein Genehmigungsverfahren eingeleitet wurde, bedeutet, dass sämtliche Genehmigungen, für die das zutrifft, rechtswidrig erteilt wurden.

Dies trifft auf Änderungsgenehmigungen zur Baugenehmigung ebenso zu wie auf die Bewilligung des Probetriebes, auf die vorläufige Benutzungsbewilligung und andere Bewilligungen zur Inbetriebnahme des KKW nach dem Baugesetz. Ob dies auch auf die Bescheide nach dem Atomgesetz gilt, die vom Staatlichen Amt für nukleare Sicherheit erteilt wurden und werden, ist strittig.

2.3 Ist die nunmehr vorgelegte UVE eine taugliche Grundlage für eine „Gesamt-UVP“?

Die ursprüngliche Baugenehmigung ist grundsätzlich keiner nachträglichen UVP zu unterziehen, ebensowenig jene Teile der ursprünglichen Bauprojektes, die unverändert geblieben sind. Grundsätzlich sind die Umweltauswirkungen eines Vorhabens in der UVP aber in einer umfassenden und integrativen Gesamtschau darzulegen und es ist geboten, Änderungen eines Vorhabens in ihrer Gesamtheit zu betrachten und zu beurteilen. Die Änderungen sind auch im Verhältnis zu aus dem ursprünglichen Projekt unverändert übernommenen Projektbestandteilen zu beurteilen, wobei man davon ausgehen kann, dass sich durch das Zusammenspiel der „alten“ und der „neuen“ Komponenten des Kraftwerks ein einheitlicher Sicherheitszustand ergibt, der für die Beurteilung der Auswirkungen des KKW auf die Umwelt insbesondere im Fall einer Havarie entscheidend ist. Es ergibt sich somit ein Beurteilungsgegenstand der UVP, der weiter ist als der den Änderungsgenehmigungen zu Grunde liegende Entscheidungsgegenstand.

Diese Rechtsmeinung wird - einer Auslegung der Vorstellungskommission des Umweltministeriums folgend - auch von der Projektwerberin vorsichtig geteilt, wenn sie auf S. 25 und 29 der UVE darlegt, dass die UVE primär die nach dem 1.7.1992 durchgeführten Änderungen untersuche, in „begründeten Fällen“ aber die Umweltauswirkungen des ganzen Kraftwerk bewertet würden, was „eigentliches Ziel der UVP“ sei. Ob eine solche Gesamtbeurteilung dort, wo sie notwendig ist, durchgeführt wurde, kann in Kenntnis der vorgelegten UVP-Dokumentation nicht bestätigt werden.

Das tschechische UVP-G verlangt nun in seinem Anhang 3 eine sehr eingehende Beschreibung der betroffenen Umwelt und der Auswirkungen auf die Umwelt, jedoch nur eine „kurze Beschreibung der technischen und technologischen Lösung“, dafür aber auch eine Beschreibung der Sicherheitsrisiken beim Betrieb (Wahrscheinlichkeit und Auswirkungen eines Unfalls, Maßnahmen zur Unfallvermeidung und zur Beseitigung der Unfallfolgen).

Diese Bestimmungen und die Tatsache, dass Sicherheitsaspekte von Umweltaspekten durch die unterschiedliche Behördenstruktur (hie Atomaufsichtsbehörde, dort v.a. Baubehörde, Wasserrechtsbehörde) in der tschechischen Praxis scharf getrennt werden, haben die Projektwerberin offensichtlich veranlasst, technische Details zu den für die Verursachung von Umweltauswirkungen entscheidenden Projektteilen - wie eine detaillierte Beschreibung der im KKW vorhandenen Anlagen (Projektdokumentation) oder die vorzulegenden Sicherheitsberichte - der UVE nicht beizuschließen. Diese Vorgangsweise wäre nur rechtlich einwandfrei, soweit die UVE eindeutig auf diese Unterlagen Bezug nimmt und diese Unterlagen öffentlich zugänglich wären bzw. mit der UVE auflägen. Dies scheint in weiten Bereichen nicht der Fall zu sein. So ist zwar eine umfangreiche Liste weiterführender bzw. für die Risikobewertung essentieller Literatur in der UVP-Dokumentation angeführt, jedoch der Öffentlichkeit nicht zugänglich gemacht worden.

Dabei muss darauf hingewiesen werden, dass diese - in der UVE nicht enthaltenen - Unterlagen Grundlagen für Entscheidungen der oben angesprochenen Behörden waren, die zum Großteil ohne gesetzesgemäß abgeschlossene UVP gar nicht hätten erteilt werden dürfen!

Eine Beschreibung der „physischen Merkmale des gesamten Projekts“ und eine „Beschreibung der wichtigsten Merkmale der Produktionsprozesse, z. B. Art und Menge der verwendeten Materialien“ ist aber auch nach Anhang IV der EU-UVP-Richtlinie 85/337/EWG idF 97/11/EG vorzulegen. Die Espoo-Konvention der ECE über grenzüberschreitende UVP verlangt in ihrem Anhang II eine „Beschreibung des Projekts“.

3

Sicherheitstechnische Aspekte

INHALT

1	EINLEITUNG	18
2	ALLGEMEINE ANMERKUNGEN ZUR UVP II	18
2.1	Zur methodischen Vorgangsweise.....	18
2.2	Nicht angesprochene sicherheitsrelevante Änderungen bzw. Problembereiche aus dem IAEO Issues Book (IAEA 1996a).....	19
2.3	Indirekt und z. T. unvollständig angesprochene sicherheitsrelevante Änderungen bzw. Problembereiche	21
2.4	Genehmigungsgrundlagen am Beispiel der digitalen Leit -, Meß- und Regeltechnik und Schlußfolgerungen für die UVP II.....	22
2.5	Limitation of EIA Scope.....	25
2.5.1	Lack of Justification for Plant/Procedure Modifications Suggested/Investigated But Not Implemented	25
2.5.2	Failure of Plant/Procedure Changes to Adequately Address Natural Gas Pipeline Rupture.....	32
3	ANMERKUNGEN ZU DEN 78 ANGEFÜHRTEN PROJEKTÄNDERUNGEN... 42	
3.1	Einfluß einzelner wichtiger Projektänderungen	42
3.2	Elektro- und Leittechnik	52
3.3	Seismizität am Standort des KKW und deren Berücksichtigung	54
4	NICHT BERÜCKSICHTIGTE UMWELTRELEVANTE SICHERHEITSFragen.....	55
5	BEWERTUNG DER UVP II	56
5.1	Allgemeine Bewertung	Fehler! Textmarke nicht definiert.
5.2	Inhaltliche Bewertung.....	Fehler! Textmarke nicht definiert.
	Literaturverzeichnis.....	59

1 EINLEITUNG

Der vorgestellte Bericht setzt sich aus mehreren themenspezifischen Beiträgen zusammen, welche aufgrund der kurzen Bearbeitungszeit nicht mit den üblichen Querbezügen und -weisen finalisiert werden konnte.

2 ALLGEMEINE ANMERKUNGEN ZUR UVP II

Die Bewertung der Auswirkungen auf die Umwelt von insgesamt 78 Projektänderungen, die nach dem 01.07.1992 von CEZ beschlossen und durchgeführt worden waren, ist Gegenstand der zur Stellungnahme vorliegenden UVP II für das KKW Temelin. Zu den behandelten Projektänderungen zählen z. T. sehr weitreichende, die wesentlich in das Gesamtkonzept des Atomreaktors eingreifende Änderungen – wie etwa der grundlegende Umbau der Leittechnik auf der Primärseite des Reaktors, die Einführung eines neuen Reaktor-Brennstoff-Typs oder die Erweiterung der Kapazität des Abklingbeckens durch Kompaktlagerung der abgebrannten Brennelemente.

Es werden aber auch Projektänderungen behandelt, die im Detail in verschiedenen Anlagenbereichen hohe Relevanz für die Sicherheit und Zuverlässigkeit der Anlage haben können, beispielsweise im Hinblick auf den Brandschutz oder den Schutz vor Einwirkungen von außen.

2.1 Zur methodischen Vorgangsweise

Das KKW Temelin stellt ein Kernkraftwerksprojekt dar, das noch in der Zeit des Kalten Krieges begonnen worden war und bei dem eine hohe Anzahl von Projektänderungen durchgeführt worden ist. Diese Projektänderungen wurden während eines relativ langen Zeitraumes realisiert und waren verbunden mit der Kombination ‚westlicher‘ Technik mit einem ursprünglich sowjetischen Auslegungskonzept. Dies hat bewirkt, daß Konzept und Aufbau der Anlage komplexer und schwerer überschaubar wurden – und damit das Risiko der Anlage potentiell zugenommen hat.

Um diesem Umstand Rechnung zu tragen, wäre es daher erforderlich gewesen, sämtliche sicherheitsrelevanten Projektänderungen explizit im Rahmen von Sicherheitsanalysen zu behandeln und ihre jeweiligen Auswirkungen im Gesamtkonzept zu diskutieren. Eine reine Auflistung in der Form, wie sie in der Dokumentation im Abschnitt A.9.1 und dann noch einmal, etwas ausführlicher, in der Beilage 1 vorgenommen wurde, erscheint als nicht ausreichend.

Ebenso wird die UVP der Komplexität der Problematik nicht gerecht, wenn lediglich eine umfassende Konzept- und Sicherheitsbetrachtung durchgeführt und vorgelegt werden, deren Gegenstand die Anlage gemäß dem letzten Stand der Planung und Errichtung ist, die aber in den dargelegten Projektänderungen explizit nicht erwähnt und beschrieben werden, wie dies in den Abschnitten A.9.2 und C.V der Dokumentation der Fall ist.

Spezielle Probleme und Folgewirkungen, die sich aus den Projektänderungen für die Sicherheit ergeben können, werden auf diese Weise nicht angemessen abgedeckt.

Um die Bedeutung dieses Versäumnisses aufzuzeigen, wird im Rahmen dieser Stellungnahme anhand ausgewählter Punkten dargelegt, welche sicherheitstechnische Bedeutung Projektänderungen haben können. Demzufolge wird folgenden Fragestellungen nachgegangen:

- Werden die Projektänderungen im einzelnen ausreichend begründet? In welchem Fall war die Erhöhung der Sicherheit Motivation für die Projektänderung? (Diese Fragen stellen sich nicht zuletzt aufgrund der Tatsache, daß die in A.9.1 für die Projektänderungen pauschal gegebenen Begründungen, wie Erhöhung der Zuverlässigkeit, Anpassung an technischen Fortschritt, Anpassung an neue gesetzliche Bestimmungen usw. bei weitem als nicht ausreichend erscheinen.)
- Werden die insgesamt durchgeführten Projektänderungen vollständig behandelt?
- Werden die Projektänderungen ausreichend genau und detailliert dargestellt, um ihre Bedeutung und ihre möglichen Auswirkungen beurteilen zu können?
- Sind die zu den Projektänderungen beim Kernkraftwerk Temelin insgesamt vorliegenden Unterlagen widerspruchsfrei? (Hier wurde insb. die UVP-Dokumentation zum Hilfsanlagengebäude BAPP, 1999, zum Vergleich herangezogen, mit der sich die vorliegende Dokumentation thematisch überschneidet.)

Die Systematik, in der die Projektänderungen in der Dokumentation präsentiert werden, ist nicht in jedem Punkt nachvollziehbar und übersichtlich. Daher wurden die Projektänderungen in dieser Stellungnahme nach sicherheitsrelevanten Gesichtspunkten und ihrem innerem Zusammenhang entsprechend in folgende Gruppen gegliedert:

- Ausgewählte Projektänderungen von besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung (Abschnitt 3.1)
- Elektro- und Leittechnik (Abschnitt 3.2)

Wegen der besonderen Bedeutung der Erdbebengefährdung für den Standort Temelin wurden darüber hinaus seismische Fragen in der Zusammenschau in einem eigenen Abschnitt behandelt (3.3).

2.2 Nicht angesprochene, sicherheitsrelevante Änderungen bzw. Problembereiche aus dem IAEO Issues Book (IAEA 1996a)

Folgende von der IAEO identifizierte, wichtige sicherheitsrelevante Problembereiche und damit verbundene Änderungen mit Umweltrelevanz werden im Rahmen der 78 Projektänderungen in der Temelin UVP II nicht angesprochen. (Die Bezeichnungen in der Klammer stellen die IAEO-Identifikation dar):

- Qualifizierungsmaßnahmen von Komponenten und Ausrüstungen (G2).

Dieser Themenbereich schließt eine etwaige – durch den schleppenden Baufortschritt im KKW Temelin zu Beginn der 90er Jahre verursachte – notwendig gewordene Requalifizierung von Komponenten und Ausrüstungen und deren möglichen Ersatz mit ein.

Qualification of safety equipment which has to withstand postulated accident conditions is a fundamental requirement for nuclear power plants. IAEA safety reviews (e.g. IAEA 1996c) have identified that the practice of qualification of equipment is either lacking or not evident. In addition, IAEA safety reviews found that cable connections (especially those inside the containment) were not able to withstand extreme environmental conditions and had a high failure potential in case of a loss of coolant accident. IAEA also found that some systems important to safety such as ventilation systems were not safety-grade but should have been so classified, and that some safety support system components (such as service water pumps, fire water supply pumps, and indication & recording instrumentation) were not seismically qualified but should have been.

- Neutronenversprödung der zylindrischen Wandung des Reaktordruckbehälters und entsprechende vorgenommene Maßnahmen zu Erfassung derselben (CI1&CI2)
Die Reaktordruckbehälterwandung stellt eine wesentliche physische Barriere gegenüber radioaktiven Substanzen im Primärkreislauf dar. Eine Degradierung des eingesetzten Werkstoffes durch Neutronenversprödung, wie sie beim WWER 1000-Reaktor aufgrund des Designs (enger Wasserspalt zwischen Reaktorkern und Wandung und entsprechende in bezug auf Versprödung ungünstige Werkstoffwahl) möglich ist.
- Maßnahmen zur Vermeidung der Verstopfung der Einläufe aus dem Containmentsumpf zu den Notkühlsystemen im Falle von Kühlmittelverluststörfällen mit gravierender Desintegration von Isolierungsmaterial (primär an den Dampferzeugern) (S5).
Wenn auch eine dreisträngige Ausführung des Notkühlsystems und seiner Energieversorgung vorhanden ist, haben sich Vorkehrungen zur Vermeidungen von Verstopfungen des Containmentsumpfes als erforderlich erwiesen (Loviisa Erfahrungen).
- Maßnahmen zur Qualifizierung der Frischdampf-Sicherheits -und Abblaseventile in die Atmosphäre für einphasige Wasser- und für zweiphasige Wasser-Dampf-Strömung (für den Fall von Lecks von der Primär- auf die Sekundärseite) (S09).
Darüber hinaus kann das Fehlen eines Absperrschiebers in der Frischdampfleitung vor dem Abblaseventil in die Atmosphäre (BRU-A) ind dem Sicherheitsventil schwerwiegende Folgen nach sich ziehen: Nichtabsperbarkeit der Frischdampfleitung bei Offenbleiben von BRU-A oder des Sicherheitsventils mit Erhöhung der Thermoschockmöglichkeit des Reaktordruckbehälters bei hohem Druck und Erhöhung der Gefahr des Spröbruchversagens des RDB. Außerdem kann im Falle perforierter Dampferzeugerrohre die Emission von radioaktiven Substanzen aus dem Primärkreis in die Atmosphäre signifikante Umweltrelevanz erlangen.
- Wirksamkeit des Wasserstoff-Beseitigungssystems im Containment (S15)
Das System ist zur Kompensation des erzeugten Wasserstoffs bei Auslegungsstörfällen mit Kühlmittelverlust aber nicht für schwere Störfälle mit Kernschmelzen ausgelegt. In letzteren Fällen ist mit einer deutlichen Erhöhung des Risikos einer Wasserstoffdetonation innerhalb des Containments zu rechnen. Ein Versagen des Containments kann in solchen Fällen nicht ausgeschlossen werden.
Das Wasserstoffkompensationssystem ist auch relevant in bezug auf die Kompaktlagerung der abgebrannten Brennelemente im Abklingbecken, das sich innerhalb des Containments befindet. Im Falle des Versagens der Beckenkühlung ist durch das nahezu verdoppelte Inventar eine gravierend höhere Wasserstoffproduktion möglich, als bei ursprünglich vorgesehener Normallagerung. (siehe dazu auch die Bemerkungen zur Projektänderung 56 in Kapitel 4)
- Containment Umgehung (Cont. 1)
Primär hervorgerufen durch Versagen von Dampferzeugerrohren. Daher von besonderem Einfluß auf das Funktionieren der frischdampfseitigen Sicherheits und Abblaseventile (Dampf-Wasser-Beaufschlagung). Aber auch relevant im Falle von Unfällen mit Kernschmelze (siehe folgender Punkt).
- Schwere Unfälle mit Kernschmelzes (AA9)
Die gegenständliche Ausführung des Containments für das KKW in Temelin mit einer Bodenplatte, die oberhalb des gewachsenen Erdbodens angeordnet ist, macht im Falle eines schweren Störfalles eine Perforierung des Containments durch eine Kernschmelze grundsätzlich möglich. Bei sonst intakter Containmenthülle sind somit radioaktive Emissionen in die Umwelt denkbar.
Der Sicherheitsbehälter eines KKW bildet die letzte Barriere, die bei schweren Unfällen eine große Freisetzung von radioaktiven Substanzen verhindern soll. Die Konstruktion des

Sicherheitsbehälters des KKW Temelin unterscheidet sich jedoch von allen anderen westlichen Druckwasserreaktoren. Der Unterschied liegt darin, daß die Bodenplatte des Sicherheitsbehälters des Reaktors in Temelin nicht in den Boden versenkt ist oder ebenerdig liegt, sondern auf einem Niveau von etwa 10 Metern über dem Erdboden mit seinem unteren Niveau positioniert ist. Darunter befinden sich Räumlichkeiten, die nicht die Funktion des Sicherheitsbehälters in bezug auf ein Zurückhalten von großen Mengen an radioaktiven Substanzen übernehmen können. Bei einem schweren Unfall besteht für das KKW Temelin wie für andere Druckwasserreaktoren die Möglichkeit, daß der flüssige Reaktorkern nach Austritt aus dem Reaktordruckbehälter durch die Bodenplatte des Sicherheitsbehälters durchschmil z. T. Im Unterschied zu Temelin würde aber bei westlichen Druckwasserreaktoren eine Freisetzung von radioaktiven Substanzen zumindest noch durch den Boden gefiltert und damit reduziert werden.

Verschärft wird die Problematik beim KKW Temelin noch zusätzlich durch die Tatsache, daß die Bodenplatte des Sicherheitsbehälters mit verschiedenen Leitungskanälen (z. B. für Neutronensensoren) penetriert ist und dadurch laut Untersuchungen von Wissenschaftlern des tschechischen Nuclear Research Institute Rež die Bodenplatte binnen weniger Stunden durchgeschmolzen werden kann.

- Seismische Auslegung (EH1)

Unter diesen Punkt fällt einerseits eine nicht adäquate Berücksichtigung der vorherrschenden Seismizität am Standort und andererseits eine unzureichende seismische Qualifizierung von Anlagen, Komponenten und Ausrüstungen.

Wie bereits zu G2 erwähnt, sind laut IAEA einige Komponenten seismisch nicht qualifiziert. In der Projektänderung 39 wird erwähnt, daß die Erhöhung der seismischen Widerstandsfähigkeit für das Wasseraufbereitungsgebäude unterlassen wurde. Die Ergebnisse der erwähnten Berechnungen werden nicht mitgeteilt. Es bleibt deshalb ungewiß, ob die bestehende seismische Widerstandsfähigkeit für ein Safe Shutdown Earthquake (SSE) oder für das Maximum Credible Earthquake (MCE) ausreichend sichergestellt ist.

(Siehe zu diesem Thema auch die detaillierten Ausführungen im Kapitel 3.3)

- Betriebsprozeduren für den Notfall bei schweren Störfällen mit Kernschmelze (OP2)

Notfallprozeduren sind zur Bewältigung schwere Unfälle maßgeblich und sind daher von besonderer Sicherheits und-Umweltrelevanz.

Alle oben angeführten Themenbereiche waren auch Thema des am 2. September abgehaltenen bilateralen Treffens zwischen Österreich und der Tschechischen Republik (Bilat. Meeting 2000).

2.3 Indirekt und z. T. unvollständig angesprochene sicherheitsrelevante Änderungen bzw. Problembereiche

Folgende von der IAEO identifizierte wichtige sicherheitsrelevante Problembereiche und damit verbundene Änderungen mit Umweltrelevanz werden nur indirekt im Rahmen der 78 Projektänderungen angesprochen (die Bezeichnungen in der Klammer stellen auch hier die IAEO-Identifikation dar):

- Integrität der Dampferzeugerrohre (CI5)

Eine Perforation der dünnwandigen Dampferzeugerrohre im Laufe des Betriebes eines KKW ist trotz günstiger primär und sekundärseitiger chemischer Fahrweise nicht auszuschließen. Diese kann bei extremen thermischen und hydraulischen Belastungen,

wie sie bei einem Kühlmittelverluststörfall vorliegen, zu einem verstärkten Versagen der von Dampferzeugerrohren führen. In der Folge kann eine Umgehung des sonst intakten Containments durch radioaktive Substanzen und eine Emission in die Umgebung nicht ausgeschlossen werden. (Siehe auch obigen Punkt zum Containment bypass).

- Integrität des Dampferzeugerkollektors (CI4)

Die konstruktive Ausführung des Dampferzeugerkollektors stellt ein generisches Problem der WWER 1000-Reaktoren dar. Ein Versagen des Dampferzeugerkollektors kann ebenfalls zu radioaktiver Emission bei Umgehung des intakten Containments führen.

- Schutz gegen Ausschläge von Leitungen bei Bruch von Frischdampf - und Speisewasserleitungen (IH7)

Hier wird nicht auf die Situation auf der 28.8 m Bühne außerhalb des Containments Bezug genommen, sondern marginal nur auf Bereiche innerhalb desselben. Außerhalb erscheint das Problem von Folgeschäden durch Rohrleitungsbrüche nach wie vor ungelöst. (Siehe zu diesem Punkt auch die detaillierteren Ausführungen in Kapitel 4, Projektänderung 57).

2.4 Genehmigungsgrundlagen am Beispiel der digitalen Leit-, Meß- und Regeltechnik und Schlußfolgerungen für die UVP II

Die digitale Leit-, Meß- und Regeltechnik, und die vorgesehenen Notsteuermöglichkeiten eines KKW dienen der Einhaltung der festgelegten Betriebsbedingungen und der zulässigen Grenzwerte. Die entsprechenden Einrichtungen unterliegen daher rigorosen Auslegungs- und Qualitätsanforderungen, die während der Konstruktion, der Errichtung, des Betriebes und bei Instandhaltungsarbeiten einzuhalten, zu genehmigen und zu dokumentieren sind.

Die Einhaltung obiger Bedingungen gilt auch als Ausgangsvoraussetzung für deterministische Sicherheitsanalysen und Probabilistic Safety Assessments (PSA) zum Störfallverhalten der betreffenden Anlage.

Das vom tschechischen Betreiber CEZ mit der Genehmigungsbehörde SUJB abgestimmte Genehmigungsverfahren für das KKW Temelin orientiert sich i. a. an den Vorgaben der amerikanischen Genehmigungsbehörde US NRC.

Der vorliegenden UVP II für das KKW Temelin ist zu entnehmen, daß für die Auslegung und Qualitätssicherung in Anlehnung an die US NRC folgende Kriterien und Leitlinien zur Anwendung gekommen sind:

Auslegung:	Generische Auslegungskriterien (GDC)
	Zusatzrichtlinien aus dem Standard Review Plan Genehmigungsrichtlinien Technische Richtlinien der NRC Abteilungen Generic Letters
	Industrienormen
Qualitätssicherung:	Generische Kriterien (10 CFR 50, Appendix B)
	Zusatzrichtlinien Industrienormen Andere Leitlinien

Das UVP II-Dokument zitiert unter C.V.1.1. Allgemeine Sicherheitsanforderungen nach Tabelle 85 (deutsche Übersetzung):

„Die weiteren allgemeinen Anforderungen betreffen die einzelnen Anlagen des KKW, mit denen unter anderem die bereits genannte Verordnung Nr.187/1997 des Gb. gewährleistet werden soll.

Von der Gesamtzahl von 64 Allgemeinen Projektkriterien (GDC) beruft sich NUREG-0800 im Zusammenhang mit der Kontrolle der Akzeptabilität des bewerteten Ereignisses des abweichenden Betriebs oder der Unfallbedingung auf 12 Kriterien, die hier zitiert werden und mit den ähnlichen Anforderungen der Verordnung Nr.195/1999 des Gb. verglichen werden“.

Und weiter unten in der UVP II wird auf den amerikanischen 10 CFR 50 Appendix A Bezug genommen und die Beziehung zum POSAR hergestellt, der nach Organisation und Bezeichnungen sich an folgenden, hier zu belegenden Generic Design Criteria orientiert:

Diese Kriterien sind: GDC 10, GDC 11, GDC 13, GDC 15, GDC 31, GDC 20, GDC 26, GDC 28, GDC 27, GDC 35, GDC 29, GDC 55.

In dieser Aufzählung und bei der Erörterung der vergleichbaren Tschechischen Vorschriften fehlen jedoch die Bezugnahme auf folgende Standards:

- 10 CFR 50.55a(h), mit Aussagen zur Anwendung des IEEE Standard 279-1971, insbesondere para. 3: Design Basis, und para. 4.1, General Functional Requirement
- Die vergleichbaren Vorkehrungen unter IEEE Standard 603-1991
- IEEE 7-4.3.2-1993, hier speziell die Annexe E und F
- 10 CFR 50 Appendix A, Criterion 21, Protection System Reliability and Testability
- 10 CFR 50 Appendix A, Criterion 22, Protection System Independence
- 10 CFR 50 Appendix A, Criterion 23, Protection System Failure Modes
- 10 CFR 50 Appendix A, Criterion 24, Protection System Separation of Protection and Control Systems
- 10 CFR 50 Appendix A, Criterion 24, Protection System Requirements for Reactivity Control Malfunctions

Diese Unvollständigkeit in Zusammenhang mit der digitalen Leit-, Meß-, und Regeltechnik des KKW Temelin in der Bezugnahme auf relevante amerikanische Standards legt die Vermutung nahe, daß auch in anderen Bereichen u. U. ähnlich verfahren wurde.

Unter anderem wäre z. B. zu prüfen, inwieweit die Genehmigungsgrundlagen für die Sicherheit des KKW Temelin durch andere äquivalente tschechische Bestimmungen unter tschechischer Jurisdiktion und/oder anhand von überprüften Anforderungen durch die Genehmigungsbehörde SUJB vervollständigt worden sind. Auf Grund einer solchen Überprüfung ließe sich dann angeben, ob die Voraussetzung für die Unbedenklichkeit der Ausgangsannahmen der UVP II bei deren Erstellung gegeben war.

Die Kürze der Zeit zur Einsichtnahme in die Unterlagen der UVP II, sowie auch das Fehlen anderer dafür notwendiger Unterlagen erlauben nun keine Klarstellung in bezug auf die Unbedenklichkeit der Ausgangsannahmen in der UVP II. Sie lassen diese aber auf Grund des obigen Befundes für die digitale Leit-, Meß- und Regeltechnik als fragwürdig erscheinen.

Aus dem Dargelegten läßt sich jedoch bereits ein Harmonisierungsbedarf für den Genehmigungsverfahren des KKW Temelin und seiner Projektänderungen ableiten. Schließt man sich einer Auffassung an, daß die Einführung der digitalen Leittechnik, Meß- und Regeltechnik eine Änderung des bestehenden KKW Temelin darstellt, so wären nach US NRC und SRP folgenden Vorschriften zwingend zu folgen:

- vor der Errichtung anhand des 10 CFR 50.90

- oder den Vorkehrungen in 10 CFR 50.59
- oder höchstwahrscheinlich den detaillierten Anforderungen von 10 CFR 50.59(a)(2) oder Vergleichbarem, konsistenten und den dort zu findenden Vorschriften für die Behandlung einer Unreviewed Safety Question (USQ)

Das mit höchster Wahrscheinlichkeit zu vermutende Fehlen einer konsistenten tschechischen Genehmigungs- und Verifikationsprozedur erfordert die Klärung des Genehmigungsverfahrens hinsichtlich Voraussetzungen, Anwendung und Ergebnis, im Vergleich zu dem nach US NRC zur Anwendung kommenden Verfahrens, sofern eine solche von SUJB in durchgängiger Form nicht vor der Auslegung existiert hat und in der Folge bei der Erstellung zur Anwendung gekommen ist.

Daß eine solche Vorgehensweise als notwendig erachtet wird, resultiert aus einer Reihe von wesentlichen Sicherheitsproblemen, die bei Einführung eines digitalen Steuerungssystems auftreten können und die in einer entsprechenden Untersuchung der US NRC angegeben sind. Es werden folgende Problemkreise genannt, die einen schwierigen, zeitaufwendigen und auf den Anwendungsfall zugeschnittenen Genehmigungsverfahren notwendig machen:

- Common Mode-Versagen der Software
- Software und Hardware „von der Stange“ genügen anderen Verlässlichkeitskriterien
- Vertrautheit der Betriebsmannschaft, die ein Training in anderen Anlagen hat
- Konfigurationsmanagement der Anlage
- Zunehmende Komplexität der Programme, Programmierfehler, falsche Voraussetzungen für die Betätigungsebenen
- Verlässlichkeit der Standard-Software-Instrumente
- Umweltsensibilität, Interferenzmöglichkeit, elektromagnetische Verträglichkeit, Empfindlichkeit gegenüber Temperatur, Versorgungsspannung, Erdung, Aerosole, Dampf etc.
- Auswirkungen auf die Sicherheitsfunktionsabstände der Anlage
- Anwenderspezifische Integrierte Schaltungen
- Programmierbare Regeleinheiten
- Speicherprogrammierbare Funktionseinheiten

Insbesondere sind die Versagenseigenheiten bezüglich Common Mode und Common Cause-Ausfällen von Interesse und deren Berücksichtigung in der Auslegung und im Betrieb, sowie bei der Erfassung in der PSA, wobei die Fälle unterschiedlich für aktive Redundanzen und stand by-Redundanzen zu sehen sind. In Verbindung mit vielfacher Verwendung der gleichen Schaltkreise ist ein Vergleich mit Diversität nach Konzept und Funktion als Ersatz für einzelne Anwendungsfälle zu prüfen.

Diesbezügliche Verifikationsvorschriften sind zur Genehmigung ebenfalls erforderlich.

Resumé

Die Einführung eines neuen digitalen Leit-, Meß- und Regeltechnik-Systems verlangt als Grundvoraussetzung eine dem Anwendungsfall gerecht werdendes Genehmigungsverfahren. Dieses muß nachvollziehbar auf Grundlagen basieren, die ein geschlossenes Konzept der Verifikation und Funktionalitätsprüfungen beinhalten.

In der UVP II wird ohne entsprechende Thematisierung von der Existenz eines solchen Genehmigungsverfahrens ausgegangen und von diesem Kredit genommen. Es fehlt jedoch der Nachweis für eine Belastbarkeit dieser Vorgehensweise.

Verwendete Literatur

Kletz, T., Computer Control and Human Error, Gulf Publishing, Houston, 1995

Wermiel, J., Update of Instrumentation and Control Systems Section of the Standard Review Plan, NUREG-0800. ARCS, Rockville, MD., April 1995

2.5 Limitation of EIA Scope

2.5.1 Lack of Justification for Plant/Procedure Modifications Suggested/Investigated But Not Implemented

General Discussion

The environmental impact analysis (EIA) as issued by the Environmental Ministry takes the form of "here's the improvements we have made and see how much better it makes things". This is fine as far as it goes, however, an EIA requires far more in order to meet minimal requirements of adequacy.

There are two basic reasons to perform an EIA:

- To define the "baseline environment", in order that post project implementation environmental impacts can be detected by ongoing monitoring and sampling programs.
- To identify project alternatives (including a no action alternative), define their environmental impacts, and select the preferred alternatives.

The Temelín EIA neither defines the baseline environment adequately nor discusses any project alternatives. It simply takes a selected set of project changes and examines their environmental impact.

The Temelín EIA contains no overall assessment of the risks to the environment and to the public posed by the operation of the Temelín NPP. Without such an assessment, one cannot consider adequately what effect the analyzed project changes may have. In addition, one is still left with the question of whether there are other steps which could or should have been taken to reduce the environmental and public health risks associated with operation of the NPP. There is nothing radical about such a notion — in fact, this has been the approach in environmental impact assessments of nuclear power plants in the United States for nearly two decades.

It is fundamental to the basic principles of environmental impact analysis that an assessment of project alternatives must be included in the analysis. The assessment of alternatives is included, for instance, in the pioneering US legislation (National Environmental Policy Act of 1969, or NEPA). Subsequent legal, legislative, and regulatory developments have done nothing but increase the importance of the assessment of alternatives within an EIA scope. The Council on Environmental Quality (CEQ), which administers NEPA, has the following guidance in this regard (**DOE 1993, underlining emphasis added**)

CEQ'S regulations direct all agencies to use the NEPA process to identify and assess the reasonable alternatives to proposed actions that will avoid or minimize adverse effects of these actions upon the quality of the human environment (40 CFR 1500.2(e)).

CEQ's regulations require that EISs identify those alternatives that have been eliminated from detailed study (i.e., impacts analysis) because they are unreasonable and briefly discuss why they have been eliminated (40 CFR 1502.14(a)).

CEQ'S regulations state that the comparative analysis of alternatives, including the proposed action, is the heart of an EIS (40 CFR 1502.14) and require

a rigorous exploration and objective evaluation of reasonable alternatives, including the no action alternative ...

In "Forty Most Asked Questions Concerning CEQ'S NEPA Regulations" (46 FR 18026, March 23, 1981, as amended, 51 FR 15618, April 25, 1986), CEQ states that for EISs, reasonable alternatives include those that are practical or feasible from a common sense, technical, and economic standpoint.

The absolute lack of consideration of alternatives is a gaping hole in the Temelín EIA, and renders the EIA technically and legally deficient. In addition, the lack of discussion of the overall risks of facility operation to the environment and to public health and safety is also a significant void in the EIA. The lack of such discussion is extremely difficult to understand or to justify, since a detailed probabilistic safety assessment (PSA) has been completed for the facility. (We note that severe accident analyses and PSA results have been included in all US EIAs for NPPs since the early 1980s.) An extended discussion of the Temelín PSA and its results has even been issued in the public domain on the occasion of the IAEA-sponsored conference on the safety of NPPs in Eastern Europe,¹ and a summary of the internal events results of the PSA is available in a report on the EU World Wide Web page² and in a Czech-issued report which was available for some time on SÚJB's web page.³

Accordingly, there is no reason why this information could not have been presented — indeed, no reason why it should not have been presented — in the EIA. The PSA is part and parcel of the Temelín upgrade programme, having been widely recommended by many parties (Halliburton NUS, IAEA, and the Institute of Risk Research). It is inexplicable for the PSA to now be ignored by the EIA when it is the best available integrated source of information on the risks posed by the NPP.⁴

The discussion and evaluation of severe accident mitigation alternatives in an EIA is entirely consistent with the purpose of an EIA (evaluation of alternatives), and there is no reason why it could and should not have been done here. We note that such an assessment is required by the US Nuclear Regulatory Commission, and such assessments have routinely been done for nuclear power plants and standard NPP designs since 1989.⁵

¹ Ondřej Mladý, "NPP Temelín Safety Analysis Reports and PSA Status", Temelín PSA Manager, ČEZ a.s., in International Atomic Energy Agency, International Conference on the Strengthening of Nuclear Safety in Eastern Europe, IAEA-CN-75, June 1999.

² ENCONET Consulting, Current Status of Probabilistic Safety Assessments for Soviet Designed Reactors, EUR 17567 EN, 1998. Temelín PSA results for internal events only (not including fire, flooding, seismic, etc.) are provided on page 80.

³ Report on Nuclear Safety and Radiation Protection for Temelín Nuclear Power Plant, Unit 1, CGC-Report N° 99/I, Czech-German Commission for Safety of Nuclear Installations, Version, December 2, 1999. This document discusses the PSA at pages 105-113, and provides some results of the PSA at pages 157-158.

⁴ One cannot use the results of the Level 1 and Level 2 PSA for Temelín to formulate the accident management program for the NPP (as described in the reference which follows), and then be heard to complain that the results of the PSA are somehow inadequate for EIA purposes. The PSA has been or will be used for a variety of other purposes, including assessment of the safety impact of plant design changes and procedural changes, assessment of changes in technical specifications, assessment of maintenance procedures, scheduling preventive maintenance, outage risk management, operator training, assessment of accident precursor events, and outage risk management. See, Report on Nuclear Safety and Radiation Protection for Temelín Nuclear Power Plant, Unit 1, CGC-Report N° 99/I, Czech-German Commission for Safety of Nuclear Installations, Version, December 2, 1999, pages 99 and 112-113. With all of these uses, there is no basis for a claim that the PSA is somehow ill suited to use in the EIA for estimating the risks associated with plant operation as well as the potential reduction in risks afforded by potential plant design and/or procedure changes.

⁵ The general process for the analysis is described in NUREG-1555, Environmental Standard Review Plan; severe accident mitigation design alternative evaluations were carried out for the most recently licensed NPPs in the US (Limerick in NUREG-0974; Comanche Peak in NUREG-0775; and Watts Bar in NUREG-0498), and for the standard NPP certifications (for the General Electric Advanced Boiling Water Reactor, the ABB/CE System 80+ PWR, and the Westinghouse AP600 PWR). Severe accident mitigation alternatives are also

The discussion which follows draws on the paper presented by the PSA manager at the IAEA conference in 1999, as well as on the results of a brief review of selected aspects of the PSA on 4 October 2000 by Mr. Sholly during the Austrian/Czech Parliamentary visit to the plant. The major results of the PSA are summarized in Table 2.3-1.

The at-power core damage frequency (CDF) result is 1.1×10^{-4} per year, which is slightly above the IAEA-INSAG core damage frequency target for existing NPPs ($<1.0 \times 10^{-4}$ per year), but when the uncertainties are considered it may fairly be stated to be straddling the target value. This is not so different from PWRs of similar vintage (1980s designs) for PWRs without bunkered decay heat removal systems (such plants show reduced CDF values). The low power and shutdown CDF result is about 1×10^{-4} per year, again not so different from PWRs of similar vintage.

The containment performance results are quite different from PWRs of 1980s vintage, however. ⁶ The large release frequency is 9.3×10^{-5} per year, which is well above the IAEA-INSAG large release frequency (LRF) target for existing NPPs ($<1.0 \times 10^{-5}$ per year).

Table 2.3.1-1 *Summary of Temelin PSA Results*

Level 1 — Core Damage Frequency Results

Initiating Event Group	Core Damage Frequency Contribution	Subtotals and Totals
INTERNAL EVENTS (at power)		8.96×10^{-5}
Primary to Secondary Leakage (Containment Bypass)	6.60×10^{-5}	
Interfacing System LOCA (Containment Bypass)	1.60×10^{-7}	
Other LOCAs	1.5×10^{-5}	
Transients With Scram	6.3×10^{-6}	
Transients Without Scram (ATWS)	2.7×10^{-6}	
EXTERNAL HAZARDS (at power)		2.03×10^{-5}
Fires	1.80×10^{-5}	
Internal Flooding	2.3×10^{-6}	
Turbine Missiles	1.0×10^{-7}	
Seismic Events	$<1.0 \times 10^{-7}$	
Aircraft Crash	$<1.0 \times 10^{-7}$	
LOW POWER & SHUTDOWN EVENTS		1×10^{-4}
TOTAL CORE DAMAGE FREQUENCY FROM ALL CAUSES		2.1×10^{-4}

Sources: Temelin PSA; Mladý paper at IAEA Conference; Information provided at Austria-Czech Bilateral Meeting on 2 September 2000 in Prague at SÚJB headquarters.

considered in the license renewal process, and have been evaluated for the Calvert Cliffs NPP (NUREG-1437, Supplement 1) and the Oconee NPP (NUREG-1437, Supplement 2).

⁶ Indeed, the author of this section reviewed internal event PSA results for 91 US NPPs provided in response to US NRC Generic Letter 88-20 (Individual Plant Examinations, or IPEs). The highest large release frequency was 2.4×10^{-5} per year (for two plants), which is a factor of 4 less than the result for Temelin. The average value for the US NPPs, which span a vintage from the 1960s through the 1990s, was 6×10^{-6} per year (a factor of more than 15 less than for Temelin).

Level 2 — Containment Failure Analysis Results

Containment Failure Mode	Containment Failure Mode Frequency	Large Release Frequency Contribution
Containment Bypass	6.6×10^{-5}	6.6×10^{-5}
Large Early Release (Non-Bypass)	2.69×10^{-5}	2.69×10^{-5}
No Failure	1.32×10^{-5}	
High Temperature Failure	5.72×10^{-7}	5.72×10^{-7}
High Pressure Failure	1.89×10^{-7}	1.89×10^{-7}
Internal Missiles Failure	1.09×10^{-8}	1.09×10^{-8}
TOTAL	1.1×10^{-4}	9.3×10^{-5}

Source: Containment Failure Mode Frequency column from Temelín PSA; Mladý paper at IAEA Conference; Large Release Frequency Contribution column based on interpretation.

We are aware of arguments advanced by ČEZ a.s. representatives and SÚJB representatives to the effect that the PSA results are conservative. We make the following brief comments in response:

- It is suggested that the PSA does not fully account for the improvements to the steam generators, and that the frequency of steam generator (SG) collector failure is overestimated by a factor of 10. If we accept this premise, the CDF contribution from SG collector failure drops from 4.33×10^{-5} per year to 4.33×10^{-6} per year. This reduces the overall at power CDF from 1.1×10^{-4} per year to 7.09×10^{-5} per year, and reduces the large release frequency from 9.3×10^{-5} per year to 5.47×10^{-5} per year (comprised in nearly equal contributions from SG tube rupture — and to a lesser extent still from SG collector failure — and containment melt-through). Thus, even if the proposed change is accepted, the large release frequency is still well in excess of the IAEA-INSAG safety target. (Even if SG collector failure CDF drops to zero, the large release frequency for Temelín will still be well above the IAEA-INSAG safety target due to SG tube rupture and containment melt-through. Thus, the conservatism or lack thereof in modeling SG collector failure sequences does not affect the validity of the conclusion that the risk of large release accidents exceeds IAEA-INSAG safety targets.)
- Control room fires were not included in the 1996 PSA. Such fires are typically significant contributors to fire CDF (of the order of 10^{-5} per year).⁷ In addition, it is commented that the actual cable routing was not considered in the PSA. This is a double-edged sword, however, in that the actual cable routing could just as easily result in increases in risk as decreases. We note also that while the new cable is fire resistant, it is not fire proof, and will burn after some time. Even qualified cable will burn if fires are not extinguished promptly. This is well known, but not often recognized outside the expert community.⁸

⁷ Main control room fires are typically important contributors to fire CDF for western PWRs. Testing of control room enclosures carried out for Sandia National Laboratories by Factory Mutual Research Corporation has revealed that even with relatively high air change rates (up to 10 room air changes per hour; typical US control room air change rates are from 4-8 per hour), control room fires can quickly fill the control room with smoke. The smoke gathers at the ceiling, and then the smoke layer drops until operators' visibility is obscured. The tests indicate that unless the fire is suppressed quickly, within 10 minutes a dense smoke layer descends to the floor, necessitating evacuation of the control room. In addition, it is clear that a significant increase in air temperature is associated with the descending smoke layer, which raises questions about habitability of the control room even if the operators use self-contained breathing apparatus. Data indicates a control room fire frequency of the order of 2.3×10^{-3} per year (J.A. Lambright & S.C. Sholly, Mochovce External Event Bounding Analysis, BCI 95-03-TR002, April 1995, page 5-5). The conditional probability that the fire will not be suppressed prior to smoke-forced abandonment of the

- The seismic hazard curve (which was reviewed by Mr. Sholly in the PSA study) is nearly vertical from 10^{-3} and down. This is equivalent to saying that the 10^{-3} seismic hazard is the worst possible. Clearly this is not credible. Of all the seismic hazard estimates reviewed by Mr. Sholly (in the many dozens covering the US, Canada, Europe, and Africa), no other seismic hazard has this behavior. We believe the seismic hazard is seriously underestimated at Temelín. While we would not expect seismic events to be a dominant risk contributor, we would expect the seismic CDF to be above 10^{-6} per year and perhaps of the order of 10^{-5} per year or so. (The use of the seismic hazard curve to define the design basis earthquake of 0.1g PGA also raises question about the adequacy of the design basis earthquake.)
- It has been suggested that the human reliability analysis (HRA) for the PSA was conservative. Mr. Sholly has reviewed the HRA and found the human error probability estimates to be quite comparable to state-of-the-art PSA studies for PWRs in the US which have fully implemented symptom-oriented emergency operating procedures (EOPs). Thus, we do not expect a significant impact on the results when the final version of the EOPs are reflected in the PSA study (a draft version of the EOPs, based on Westinghouse practices, was used in the 1996 PSA).⁹ The human error probabilities ranged from 1.2×10^{-3} per demand to 2.6×10^{-2} per demand, which is not different from US PSA values with symptom-oriented EOPs fully implemented and considered.
- It has been suggested by ČEZ a.s. that the containment melt-through failure mode will not occur. Our understanding is different — it may not occur within 24 hours, however the MELCOR and WECHSL severe accident model results for Temelín (and our experience with other NPP designs with even thicker concrete layers than are present at Temelín) clearly indicate that the concrete layer will be penetrated in less than two days. At Temelín, this results in core debris being released into a compartment which is two levels (about 11 meters) above the local grade level, in a compartment which is not pressure resistant and which is not a containment. This may likely result pressurized failure of the reactor building as the containment blows down into the reactor building. It will certainly result in a release of fission products into the reactor building which bypasses the containment, even if the bypass occurs late in the accident sequence. This may occur for essentially all core melt accidents since in the current design there is very little chance that water will be present in the reactor cavity. This would drive the large release frequency toward the core damage frequency. (Such a release pathway does not exist for western PWRs because the bottom of the containment is located several meters or more underground, instead of 11 meters above ground as it is for Temelín.)

On balance, it appears to us that the large release frequency for the plant as currently designed is quite high compared with other contemporary PWRs. This was not considered in the EIA, but as discussed below it was considered in other studies. However, in the end,

control room (even with up to 8 air changes per hour) is 0.06 (Ibid.). the frequency of core damage then comes down to the conditional probability of failing to correctly use the emergency control room to bring the plant to a safe state. Under high stress conditions, this error rate could be high. Crew error rates at 10 minutes under high stress range between 0.1 and 0.9 (median to high values); see, A. Swain & H. Guttman, Handbook of Human Reliability Analysis With Emphasis on Nuclear Power Plant Applications: Final Report, NUREG/CR-1278, Sandia National Laboratories (Albuquerque, NM USA), prepared for the US Nuclear Regulatory Commission, August 1983, page 12-20. Even a crew error rate of 0.01 yields a core damage frequency higher than 10^{-6} for such a scenario, which is why main control room fires are usually among the fire sequences noted in PSAs.

⁸ J. Lambright, S. Sholly, et al., A Review of Fire PRA Requantification Studies Reported in NSAC/181, Sandia National Laboratories, prepared for the US Nuclear Regulatory Commission, April 1994. Such cable requires a higher temperature to burn, but once ignition occurs qualified cable burns just as nonqualified cable does.

⁹ Report on Nuclear Safety and Radiation Protection for Temelín Nuclear Power Plant, Unit 1, CGC-Report N° 99/I, Czech-German Commission for Safety of Nuclear Installations, Version, December 2, 1999, page 108. We note that when symptom-oriented EOPs were implemented at Dukovany NPP and reflected in the PSA, there was only a small impact on the PSA results. VVER-440/213 NPPs are much more sensitive to changes in human reliability analysis because many more human actions are required than in a VVER-1000/320 design.

nothing was done to ameliorate the situation. Justification for this decision to do nothing must be included in the EIA, along with evaluation of alternatives which could reduce the likelihood and/or consequences of such a failure mode.

It is clear from publicly available documents that some severe accident mitigation alternatives were considered for Temelín, but not implemented. No rationale has been provided for not implementing such measures. These matters must be included in the EIA. We select some examples of such measures, which have been considered but rejected by ČEZ a.s. (for reasons which are unexplained), for more detailed discussion below.

(a) Filtered Vented Containment System

It was reported in a 1997 conference paper presented by two scientists at Nuclear Research Institute Rež that a feasibility study of a filtered vented containment system (FVCS) was studied for Temelín, but no final decision had at that time been made. The paper states (**Kujal 1997**):

The role of the filtered venting system is to prevent containment overpressurization and to mitigate the consequences during melting through and break down of the foundation slab. The feasibility study of the system was finished a few years ago but final decision to built it or not has not been made yet.

FVCS concepts are scarcely radical or unknown with regard to pressurized water reactors (PWRs). FVCS concepts are implemented on PWRs in Belgium, Finland, France, Germany, Netherlands, and Sweden. Implementation of a filtered venting system depressurize the containment, thus preventing overpressure failure of the reactor building when containment melt-through occurs. It would also reduce the available source term by trapping the airborne fission products in the filter medium, rather than leaving them available for release after melt-through occurs.

(b) Hydrogen Control for Severe Accidents

The same conference paper states (Kujal 1997), "*The system of catalytic recombiners designed to cope with hydrogen produced during design basis accident is not effective enough to prevent hydrogen deflagrations and detonation in the course of severe accident.*" This leaves open the possibility of containment failure due to hydrogen detonation. While hydrogen deflagration is unlikely to pose a serious containment failure threat in a containment such as exists at Temelín, detonation is another matter. Given the compartmentalised nature of the containment, it is conceivable that deflagration-to-detonation transition (DDT) could occur, resulting in shock loading of the containment. The containment was analysed in the PSA only for quasi-static and static loads; impulsive loads were not apparently evaluated. There is no indication whether measures to prevent such events were considered, nor is any justification provided for not considering such measures.

(c) Corium-Concrete Reaction in the Reactor Cavity

The 1997 conference paper states (Kujal 1997):

Retention of melted core containing the greater part of fission products in the reactor pressure vessel can stop the development of severe accident in catastrophic scenario. Internal cooling of degraded core and/or external cooling of the RPV (the reactor cavity flooding) can prevent the failure of the RPV bottom and avoid concrete attack by the corium in the reactor cavity. Introductory feasibility study of the cavity flooding was finished in the ENERGOPROJEKT Institute in 1995.

The PSA reports that the containment is a "dry cavity" design — that is, except in the very unlikely case of pipe failure attached to the reactor vessel (which is a tiny contributor to severe accident frequency for Temelín), the reactor cavity will be dry at the time core debris melts through the reactor vessel and is deposited in the reactor cavity. In addition, the PSA indicates that about 60 square meters of surface area would be needed in order to form a coolable debris bed; instead, however, only about 26.5 square meters of area is available. Thus, it seems that containment melt-through into the non-hermetic part of the reactor building is inevitable. MELCOR and WECHSL calculations both indicate that this will occur within about two days after a severe accident begins.

The 1997 conference paper indicates that a feasibility study of reactor cavity flooding was done in 1995. However, no results are reported, nor is any rationale provided why such a modification was not implemented. A reactor cavity flooding system, which could create a coolable debris bed in the reactor cavity, would have a major impact on the PSA results by preventing containment melt-through. We note that a reactor cavity flooding system has been included in the Westinghouse AP-600 PWR design, and is planned for the EPR design as well.

(d) Prevention of Containment Melt-Through

The 1997 conference paper states (Kujal 1997):

To prevent or to slow down corium penetration through the foundation slab into non-hermetic part of the reactor building and to mitigate radiological consequences of severe accident late phase following corium management procedures were proposed:

- *Plugging of the vertical gauge channels (concrete stoppers) which should prevent early corium penetration into non-hermetic rooms.*
- *Corium spreading out of the cavity, forming of a coolable layer (area ~ 100 m²) and pouring water on the melted material (after recovery of at least one leg of the ECC system).*
- *Corium pool draining and cooling on the reactor building basemat together with the improvement of the tightness of the lower part of reactor building.*

The introductory study of the feasibility of above mentioned procedures was worked out in the ENERGOPROJEKT Institute.

There is once again no indication of why such modifications were not implemented. Clearly they have the potential to prevent containment melt-through, which as indicated above would have a major impact on the PSA results.

(e) Other Potential Changes — Project Alternatives

There is no indication of a systematic approach in the EIA to considering other possible changes to the plant design and/or operating procedures to evaluate whether they would reduce the risk to the environment and/or to the public from severe accidents at the Temelín NPP. Such an assessment of alternatives is an integral part of environment impact assessment, yet an assessment of alternatives is missing from the EIA for Temelín.

Some possible alternatives, which could be investigated as part of the EIA, include the following:

- Bunkered decay heat removal system (addition, in a separate building, with its own power supply, a high pressure injection pump, a low pressure injection pump, a residual heat removal heat exchanger with a connection to the service water system, and an emergency feedwater pump, together with an emergency power supply and water storage tanks; all protected from aircraft crash and contained within the protected area security boundary)

- Hydrogen ignition systems (DC-powered hydrogen igniters designed to burn hydrogen in the containment at low concentration before it could pose a threat to the containment)
- External reactor vessel cooling system (a system to flood the reactor cavity with water up above the bottom of the reactor vessel, to passively transfer heat to the water and prevent reactor vessel failure).
- Non-safety grade containment spray system (an additional non-safety pump, to serve both units, to provide an independent source of containment spray water).
- Connection of the fire protection system water supply to the containment spray headers to allow, in an emergency situation, use of the fire protection system water as containment spray water.
- Connection of the fire protection system water supply to the emergency feedwater system headers to allow, in an emergency, the use of fire protection water as a source of secondary cooling.
- Implementation of a small diesel generator capable of charging the DC batteries to prevent station blackout and loss of instrumentation and control power.

Procedures have been followed in each of the severe accident mitigation alternatives under NRC purview to generate a large list of potential changes that are evaluated. These lists, and the procedures used, are fully described in the license applicants' documents and in the US NRC EIA and safety assessment documentation, all of which are publicly available and need not be recited here; see the US NRC web page for links to these documents (<http://www.nrc.gov/NRC/REACTOR/LR/index.html>). Suffice it to say that the number of evaluated severe accident mitigation alternatives frequently numbers more than one hundred, thus the short list above should be considered to be exemplary rather than comprehensive.

2.5.2 Failure of Plant/Procedure Changes to Adequately Address Natural Gas Pipeline Rupture

One of the items addressed in the environmental impact assessment involves installation of a "notch" near the natural gas pipelines that run as close as 900 meters to the Temelin reactors, the filling of the "notch" with crushed stone, and the equipping of the notch with gas detection equipment for leakages. This modification does not affect the risk of natural gas pipeline ruptures affecting Temelin because it only detects leaks — it does not prevent ruptures.

Moreover, the information provided in the environmental impact assessment completely ignores other changes which were made and officially reported from the State Office for Nuclear Safety (SÚJB) in a letter dated 18 September 2000 (Reference No. 12583/2.3/00/Ti) from Miloš Tichý to Mr. Pollitzer. This indicates clearly that the authors of the environmental impact assessment did not have full information available to them, and raises questions about the completeness of its analysis. We note here that Mr. Tichý's letter specifically states that the following measures were "*realized to increase the safety of the NPP*" (by this description, they should have been included in the EIA but were not):

- A barrier against gas diffusion through the soil to the plant area was constructed.
- Detailed inspections of the technical condition of the pipelines (welds, pipeline material and insulation) performed three times in a year.
- New automatic shut-off valves were installed in all three pipelines. They were placed in a distance 7 km to reduce the length of pipeline sections between two shut-off valves near the Temelin NPP site (a standard distance of shut-off is 24 km).
- The inspection interval for the shut-off valves in the gas pipelines in the vicinity of the site is three months.
- Information system on detection and localization of gas leakage was installed.
- Geodesic monitoring of the position of the main gas line.

- The implemented safety measures concerning the gas pipelines in the vicinity of the site were assessed positive by an IAEA mission.

Although these measures were not mentioned in the environmental impact assessment, we respond here to those measures (in the order presented above):

- Diffusion barrier — No information on the barrier is provided (i.e., no information materials, thickness, location with respect to the pipelines, width, length, areal extent, resistance to pressure). Moreover, we note that the measure refers to "gas diffusion". Gas diffusion is not the issue — rather, the issue is resistance to the dynamic effects of pipeline rupture. SÚJB makes no statements in this regard.
- Pipeline inspections — No information is provided concerning the nature and extent of these measures. Are we to understand that the layers covering of the pipeline (including the "barrier" is removed annually for its entire extent and an inspection undertaken of the welds, pipe material, and insulation? We think not, as such a procedure would *increase* the risk of pipe rupture rather than ameliorate it. We understand that internal pipeline inspections can be undertaken using instrumented "pigs", but we do not know if that is what is meant here, nor are we informed at all of the sensitivity of the inspections. If such internal inspections are what is meant by the SÚJB, this does not address external corrosion (such as could occur, for example, due to inadequate or failed cathodic protection). More to the point, perhaps, is that the existing history of pipeline failure rates in the 1990s already reflects the use of modern pipeline inspection practices. Thus, the existence of pipeline inspection practices is already reflected in the data used to generate the initiating event frequency for our analysis.
- Shutoff valves — The shutoff valves were already credited in our previous analysis. They do not prevent a potentially flammable or explosive gas cloud from forming and being transported to the vicinity of the NPP.
- Inspection interval for shutoff valves — This does not affect our analysis, which assumed successful operation of the shutoff valves. It does not prevent potentially flammable or explosive gas cloud from forming and being transported to the vicinity of the NPP, as the gas volume contained between the shutoff valves is more than sufficient to form a cloud that can drift to the vicinity of the reactors and be ingested into the reactor building in sufficient quantity to burn or explode. Thus, the shutoff valves (as presently configured) are irrelevant.
- Gas detection system — This is already addressed above, and is not effective for pipeline ruptures (indeed, it is designed for pipeline leakage, not rupture), and does not prevent potentially flammable or explosive gas cloud from forming and being transported to the vicinity of the NPP.
- Geodesic monitoring — Geodesic monitoring does not affect the frequency of pipe rupture. It detects slow pipe movements associated with soil movement, not a sudden rupture of the pipe. (Moreover, we are not informed whether the geodesic monitoring is continuous or periodic.) Pipe rupture frequency is not significantly affected by soil movement, but rather is dominated by third party interference and corrosion. Thus, even if geodesic monitoring and human response to indications from this system are perfect, it will have little effect on the risks from pipeline rupture.
- IAEA mission review — No citation is provided, nor is the IAEA mission described further in any way. We are uninformed as to the nature of the IAEA mission, what the mission considered, or what criteria were used by the mission to reach its judgement. Moreover, the IAEA conclusion, whatever it was, does not affect the fact that all the improvements cited were considered in our analysis which demonstrates that they do not prevent poten-

tially flammable or explosive gas cloud from forming and being transported to the vicinity of the NPP.¹⁰

The author of this section (Steven Sholly) accompanied members of the Czech and Austrian parliaments on a tour of the Temelín nuclear power plant on 4 October 2000, and specifically asked whether there were any automatic alarms to the nuclear power plant if the leakage detection system actuates. He was informed that no such alarms are present. There is a phone link to the gas company, but this would require the gas company to detect the leak, decide to contact the nuclear power plant, and place the call on a timely basis and get through to someone at the power plant with the authority to take action if needed. Mr. Sholly also asked if there were any natural gas detection and automatic ventilation isolation systems in the ventilation systems for the reactor buildings. He was informed that no such detection or automatic isolation systems exist at the NPP. Thus, NPP response to natural gas pipeline accidents is dependent on notification from the natural gas company on a timely basis and manual action at the NPP to isolate the reactor building ventilation systems of both units (once Unit 2 begins operation).

Mr. Tichý's letter states that a study of pipeline rupture was performed by the Czech Research Gas Institute Prague using "Czech and German experience in this field". Mr. Tichý reports that 24 indicators of natural gas leakage "with the automatic connection to the NPP (control room, the NPP management, central gas control system, fire protection system of NPP) were installed". However, when the author of this section (Mr. Sholly) inquired about this at the NPP on 4 October 2000, he was told by a representative of ČEZ a.s. that there are no indications provided at the NPP for this detection system, and that the gas company would have to telephone the NPP to inform them of any leakage. We do not know who is correct (Mr. Tichý or the ČEZ a.s. representative at the NPP), but we do know that in either case this does not affect the frequency of pipeline rupture.

Mr. Tichý reports that simultaneous guillotine break of all three gas pipelines was postulated by the Czech institute as maximum reference event in case of a large leakage of gas and the following events were studied:

- gas ignition and burning,
- gas cloud creation and deflagration/explosion with mechanical impact of large release of gas.

According to Mr. Tichý, *"The results show that only the first case can happen. The gas cloud near ground can not be composed, because the lower specific weight (than the air). Explosion of a gas and air cloud is excluded too on basis of experimental tests from Germany."* We respond to these assertions as follows:

- Experience with natural gas pipeline ruptures worldwide amply and conclusively demonstrates that gas clouds can indeed form near the ground and move away from the point of rupture. Natural gas at high pressure is denser than air, and only reaches a state where the density is less at some distance from its release point, at which time it is well mixed and not separate from air. Were Mr. Tichý's postulate correct, natural gas would never collect in a building into which it is leaked, but rather it would escape quickly and never ignite. Of course, as history amply demonstrates, this is not the case and Mr. Tichý's

¹⁰We are aware that an IAEA report in 1996 states that an analysis has been performed to show that simultaneous break of all three pipelines with gas ignition does not challenge the safety related buildings and equipment (International Atomic Energy Agency, Report of the Review of WWER-1000 Safety Issues Resolution at Temelín Nuclear Power Plant, IAEA-WWER-SC-171, 1996, page 60). This report this considers only the case of immediate gas ignition. No other case is mentioned, and there is no discussion of IAEA performing any independent analysis. As it is not surprising that immediate ignition of the gas 900 or more meters from the plant does not affect nuclear safety, we see little relevance to the IAEA's statements and conclusions in this regard. The bounding case is not immediate ignition — rather, it is the lack of immediate ignition followed by gas transport toward the NPP. If this mission report is the one to which Mr. Tichý's letter alludes, then the IAEA review is of little import, and changes nothing in our analysis.

position cannot be correct. Moreover, if gas clouds could not be formed as suggested by Mr. Tichý, why then do the French basic safety requirements for nuclear power plants and the relevant IAEA guidance on gas pipeline ruptures require such clouds to be considered? ¹¹ And why then would the risks posed by natural gas pipeline ruptures be assessed in US IPEEE studies for relevant NPP sites (such as Indian Point)?

- Explosion of a gas and air cloud is impossible? Perhaps our unnamed and uncited Czech and German colleagues are unfamiliar with history and experiments conducted in the US and Russia. If explosions don't happen, pray tell then why have the US National Transportation Safety Board and its Canadian counterpart, as well as state utility commissions all over the US, investigated dozens of such events in the past decades? Is Austria expected to believe that through some miracle gas and air clouds do not explode only in the Czech Republic? The assertion that gas and air clouds cannot explode is patently absurd, and completely counter to historical experience and experiments. If natural gas cannot explode, why then do Material Safety Data Sheets (MSDSs) uniformly report that natural gas can form mixtures with air that are flammable or explosive? ¹² We categorically reject such an assertion out of hand, particular where — as here — it is asserted without attribution or citation and with no further proof attached to it. Rather, we believe that the hazard posed by high pressure natural gas pipelines near nuclear power plants is far more accurately summarised by Lawrence Livermore National Laboratory in a report prepared for the US Nuclear Regulatory Commission: ¹³

The hazard to a power plant from a nearby pipeline is particularly acute due to the large amount of material that can be carried by a large diameter high-pressure pipeline.

Mr. Tichý's letter reports that an external explosion of a 50 square meter diameter gas cloud was evaluated. Unfortunately, it was not reported at what distance the gas cloud was assumed to explode, however since earlier in the letter it was concluded that such a cloud cannot form it is possible that the explosion was assumed to occur at the site of the break. In any event, it is not external explosion that is the problem. Rather, it is gas cloud formation and transport to the vicinity of the reactor buildings, followed by ingestion into the building ventilation systems, spread interior to the buildings, and deflagration/detonation inside the building(s). This case was not evaluated nor reviewed by the SUJB, or, if it was, its results were not reported.

Mr. Tichý also reported that the NPP's emergency plan considers possible penetration of natural gas into "*important parts of NPP*", and that the emergency procedure provides for

¹¹ We refer here to Sections 3.1 and 3.2, and Appendix 2 to these sections of the French Ministry of Industry, Basic Safety Rules, Rule 1.2., "Evaluation of potential hazards presented by the nearby industrial environment and transportation routes", 7 May 1982, which states that gas cloud formation and transport followed by accidental ignition has occurred in the past; and to IAEA, External Man-Induced Events in Relation to Nuclear Power Plant Design, IAEA Safety Series No. 50-SG-D5, Rev. 1, January 1996. Indeed, the IAEA safety guide states (page 36), "*There are no fundamental differences in the mode of dispersion of toxic gases and flammable gases (before ignition) in the atmosphere.*" As regards gas cloud explosions, guidance is provided by the IAEA which states that ventilation systems could be vulnerable, recommending specifically that (pages 34-35) "*the possibility of ingress of gas through the ventilation systems shall be considered*". IAEA safety guide states that protection shall consider both "*fire and explosion outside the structure*" and "*fire inside a room or component due to the diffusion of a drifting cloud of a flammable gas*" (page 40).

¹² See, for example, the following MSDS sheets for methane:

- Voltaix, Inc., 2 August 1996, <http://www.voltaix.com/msds/newch4.htm>.
- BOC Group, Inc., 1 June 1995, <http://www.boc.com/gases/pdf/msds/G056.pdf>.
- AIRCO, 9 August 1989, <http://hazard.com/msds/h/q477/q420.html>.

¹³ C.Y. Kimura & R.J. Budnitz, Evaluation of External Hazards to Nuclear Power Plants in the United States, NUREG/CR-5042, UCID-21223, Lawrence Livermore National Laboratory, prepared for US Nuclear Regulatory Commission, December 1987, page 6-37.

closing the ventilation system of the NPP. This is not surprising, however, given that no detection capability exists in the ventilation system and detection of a gas leak is not alarmed within the NPP, the NPP is entirely dependent on the gas company for informing it of any leak.

Unless the ventilation system is promptly isolated every time any leak of any size is reported, this procedure will have little impact on the risks posed by natural gas pipeline rupture accidents. There are two possibilities for human error — first, that the gas pipeline company fails to properly inform the NPP of a pipe rupture within the available time, and second, that the NPP personnel, having received a warning in time, fail to isolate the reactor building ventilation system in time (i.e., before gas is ingested into the reactor building).

We have previously analysed natural gas pipeline rupture accidents in our comments on the environmental impact analysis of modifications to the Temelín auxiliary building. Since that time, we have received additional information which bears on the analysis. This information includes the wind rose for the Temelín site and the opportunity to review the discussion of natural gas pipeline accidents contained in the Temelín probabilistic safety assessment (PSA), access to which was granted during the course of the 4 October 2000 tour of the plant by members of the Austrian and Czech parliaments.

Mr. Sholly reviewed portions of the PSA, including the discussion of natural gas pipeline accidents. Among the information gleaned from this review was the following:

- The PSA identified the composition of the natural gas as 96% methane, 2% ethane, 1% nitrogen, and 1% "other gases". It is conservative to model the gas as all methane, since any contribution of ethane to the concentration makes the gas cloud more hazardous.
- The PSA repeated the assertion, again without citation, that a natural gas cloud cannot form or explode.

Reanalysis of Natural Gas Pipeline Rupture Accident

There are three large natural gas pipelines (0.8, 1.0, and 1.4 meters internal diameter) running underground near the NPP site, to the south of the reactors. At the point of closest approach, the pipelines are within about 900 meters of the reactors.

There are four possible outcomes of a large natural gas leak:

- Immediate deflagration or detonation;
- No ignition, followed by dispersal into the air to a non-combustible concentration;
- Formation of combustible fuel-air cloud, premixed, with transport and subsequent deflagration; and
- Formation of combustible fuel-air cloud, premixed, with transport and subsequent detonation (or deflagration with transition to detonation).

Transport followed by deflagration or detonation poses the greatest hazard to the reactors because the potential thermal and pressure loads are considerably larger, and because such events can directly affect the operability of safety equipment and the survivability of operating crew members.

Based on US Department of Transportation statistics, it is estimated that half (50%) of natural gas pipeline failures do not result in a deflagration or a detonation. About one in ten ignite (10%) immediately upon release. The remaining 40% ignite after some delay, thus resulting in gas cloud formation and transport followed by either a deflagration or a detonation depending on the circumstances (Cornwell 1999). Thus, the case selected by both ČEZ a.s. and the SÚJB has only a 10% chance of occurrence. The case asserted by both ČEZ a.s. and the SÚJB as impossible actually is four times more likely — that is, formation of a gas cloud and transport, followed by delayed deflagration or detonation is four times more likely than the case on which the NPP license was approved.

In the analysis which follows, we use the following boundary conditions:

- The ALOHA 5.2 dispersion code is used in the calculations. As this is a flat terrain model, it's results will be somewhat nonconservative. This is because the natural gas pipelines are at a lower elevation than the reactor building air intakes, and the natural gas could will rise somewhat between the pipeline and the reactor buildings. This effect is neglected in the code.
- The natural gas can be reasonably represented as methane. In fact, the PSA reports that the gas is 96% methane, 2% ethane, 1% nitrogen, and 1% unspecified other gases. The 2% ethane concentration actually makes a gas cloud formed from this gas mixture more combustible/explosive than the assumed 100% methane concentration. Thus, the calculations which follow are somewhat optimistic, in that the hazard distance could actually be greater than assumed. The ALOHA 5.2 code cannot handle gas mixtures, so we assumed a pure methane natural gas.
- The pipe pressure is taken to be 50 bar (a typical high pressure gas pipeline value).
- We modelled the minimum distance to the pipeline as 915 meters, which is the approximate distance from the pipeline to the center point between the two reactors. (Unit 1 is 970 meters from the pipeline at its point of nearest approach. Unit 2 is 860 meters from the pipeline at its point of nearest approach. The average of these distances is 915 meters.)
- If the gas cloud does not immediately ignite, it is unlikely to do so during transport due to the lack of ignition sources prior to encountering the reactor building air intakes.
- Methane has a 15% by volume upper detonability limit (99 grams/m³), and a 5% by volume lower detonability limit (33 grams/m³).
- We assume that the wind rose presented at the ČEZ a.s. Temelín NPP web site is accurate; however, we believe that the scales on the wind rose (for probability and wind speed) are reversed (i.e., it is not credible to believe that the average wind speed from WSW is over 30 km/hr or 9 m/s).
- Distances are taken from the closest of the three pipelines.

The reader should bear in mind that the analysis which follows is conservative (i.e., it underpredicts the frequency of the accident) because it is based on ingestion of gas above the lower explosive limit, rather than the lower flammability limit.

Data on pipeline leaks and ruptures is available for the years 1994-1998 from the US Department of Transportation's Office of Pipeline Safety. The data is summarised in the following table (DOT 2000):

Causes	# of Incidents	% of Total # of Incidents	Property Damage	% of Total Property Damage	Fatalities	Injuries
Internal corrosion	61	15.97	5,071,923	07.99	0	2
External corrosion	37	09.69	5,474,536	08.61	0	1
Damage from outside forces	151	39.53	31,417,662	49.47	3	26
Construction/material defect	56	14.66	7,435,284	11.71	0	8
Other	77	20.15	14,114,115	22.22	2	13
TOTAL	382	100.00	63,513,520	100.00	5	50

For the years 1994-1998, there were an average of 289,434 miles of high pressure natural gas transmission lines in the United States. Thus, the average pipeline incident rate was 382 divided by 289,434 miles divided by 5 years, or 2.64×10^{-4} failures per mile per year. This is broadly consistent (within a factor of 5) with generic data from the American Institute of Chemical Engineers (AIChE 1995), which indicates a failure rate of 1.25×10^{-3} failures per mile per year. Converting to failures per kilometer per year, these values range from 2.64×10^{-4} to 7.76×10^{-4} failures per kilometer per year, the average of which is 5×10^{-4} failures per kilometer per year.

The wind rose probabilities and average wind speeds for the relevant compass directions at Temelín are:

Wind Direction	Percentage of the Time the Wind Blows From this Direction	Average Wind Speed (m/s) (approximate)
WSW	9	4.5
SW	7	3.5
SSW	6	2.5
S	5	2
SSE	5.5	1.5
SE	7.5	1.5
ESE	8	3

Numerous calculations have been run with the ALOHA 5.2™ code covering various combinations of Pasquill stability classes, wind speed, cloud cover, and so on. In order to get concentrations inside the building (considering 8 air changes per hour for the ventilation system), one needs D class stability with wind speeds up to 2 m/s, or F class stability with wind speeds up to 4 m/s. These conditions generally produce concentrations above the lower explosive limit at distances ranging from 1100-2100 meters with lower wind speeds, with the distance pulling into 900-1000 meters as the wind speed increases to 4 m/s.

We do not currently have the necessary meteorological data to support an exact computation of the conditional probability of these wind conditions. However, winds from the S, SSE, SE, SSW, and SW are clearly capable of blowing a gas cloud toward the reactors at distances ranging from 915-1350 meters. (Including the next two adjacent sectors takes the distance to the pipeline out of the range of distances where explosive concentrations reach the vicinity of the reactors even with F class stability conditions.) The length of the pipelines in these sectors is about 1900 meters.

The conditional probability of the wind blowing from these sectors is about 0.31. The value that we need, but do not have, is the conditional probability that given winds blowing from these directions, we have the wind speed/stability class combinations required to support a gas concentration in the building above the lower explosive limit.

However, we do know that the average wind speed for these directions, except for SSW and SW, is in the range of 1-2 m/s (for SSW and SW it is about 3-3.5 m/s). At night, stability class is always D, E, or F, so it is safe to assume at least half the time D-F stability class will obtain (this may be conservative).

It is only sunny about 21% of the total hours in a year at Temelín (based on the ČEZ a.s. web site), so of the remaining 50% of the hours in a year, it is sunny about half the time. So, dark or cloudy conditions obtain about 2/3 to 3/4 of the time, to a first approximation. To err on the conservative side, we will use 0.5 as the conditional probability of the proper stability classes.

Now we can define an equation to calculate the frequency of natural gas ingestion at the reactor buildings given a natural gas pipeline rupture:

$$F_{\text{SCENARIO}} = (F_{\text{PIPE}}) \times (Q_{\text{DIST}}) \times (Q_{\text{PIPES}}) \times (P_{\text{TRANS}}) \times (P_{\text{ROSE}}) \times (P_{\text{STAB}}) \times (P_{\text{INTAKE}}) \times (P_{\text{INTERNAL}})$$

$$F_{\text{SCENARIO}} = (5 \times 10^{-4}) \times (1.9) \times (3) \times (0.4) \times (0.31) \times (0.5) \times (0.5) \times (0.9) = 8 \times 10^{-5} / \text{yr}$$

where:

- F_{SCENARIO} = annual frequency of the accident scenario
- F_{PIPE} = annual frequency of pipe rupture, per kilometer ($5 \times 10^{-4} / \text{yr}$)
- Q_{DIST} = the pipe distance within range of the building (1.9 kilometers)
- Q_{PIPES} = the number of pipes (3)
- P_{TRANS} = the conditional probability of gas transport before deflagration (0.4)
- P_{ROSE} = the conditional probability of the wind blowing toward the building, taken as the sum of the wind rose from the directions of S, SSW, SW, SSE and SE (0.31)
- P_{STAB} = the conditional probability of the stability classes which would support sufficient gas transport in the event of a pipe rupture (0.5)
- P_{INTAKE} = the conditional probability of no explosion at the building intake (0.5, as likely as not)
- P_{INTERNAL} = the conditional probability of an internal explosion, given gas ingestion (0.9, very likely given multitude of ignition sources and turbulent mixing in building ventilation system)

Given a frequency of 8×10^{-5} per year for the conditions of the potential for gas ingestion into the building above the lower explosive limit, there are two additional factors to consider. First, we must consider the potential for the NPP operations staff to learn of the pipeline rupture and isolate the building ventilation system (it is assumed here that this prevents gas ingestion and a fire or explosion inside the reactor building). Second, we must consider the conditional probability of a core damage accident if the ventilation system is not secured and the gas burns or explodes in the reactor building.

As to the first matter, there are two opportunities for a human error: personnel at the gas company could make an error that results in no warning or an untimely warning to the NPP, and personnel at the NPP could make an error that results in no ventilation system isolation or an untimely attempt to isolate the ventilation system.

The ALOHA™ code calculation make clear that we are dealing with short time frames here — 10 to 20 minutes from rupture until the gas cloud could be ingested into the reactor building. Thus, there is some level of stress associated with the human error probability considerations. The classic "THERP" human reliability manual includes a crew-wide error curve for diagnosis and taking action (Swain 1983). At 10 minutes, the human error probability (HEP) for the crew is 0.1 and at 20 minutes it is 0.03. As such an error can occur twice (once at the gas company and once at the NPP), the conditional probability that the ventilation system is not secured in time is in the range of 0.06-0.2. The HEP is related to the distance the gas must travel, so if we weight the values according to the relative distances, we get a spread that results in an average value of about 0.1.

Thus, the frequency of the sequence with ventilation isolation considered becomes:

$$(F_{\text{SCENARIO}}) \times (P_{\text{ISOLATE}}) = F_{\text{INTERNAL EXPLOSION}}$$

$$(8 \times 10^{-5}) \times (0.1) = 8 \times 10^{-6}$$

Given ingestion of a large quantity of gas into the building (i.e., enough to raise the concentration of the building above the lower explosive limit) followed by a fire or explosion (possibly multiple events or a global burn), what is the resulting conditional probability of core damage? In order to take the frequency of this scenario to under 10^{-6} per year, this

conditional probability would have to be less than one in eight (i.e., 0.125 or less). We regard this as unlikely and unreasonable due to the following factors:

- Air from the ventilation system is dispersed to all areas of the reactor building (including the main and emergency control rooms and all compartments containing safety equipment), thus fires or explosions are possible simultaneously in multiple compartments.
- The water fire suppression is not designed for multiple simultaneous fires; it is questionable whether sufficient water pressure could be maintained to support the suppression system if multiple simultaneous fires occur.
- Not only are control and safety equipment at risk (electrical cable, pumps, valves, communications systems, digital system components, etc.), so are operations personnel (control room operators, etc.).
- Multiple compartment fires/explosions are possible due to the numerous ignition sources (switches, etc.). The fire fighting crew is sized to fight one fire at a time, not multiple fires. Fire fighting capabilities may be stretched thin.

Accordingly, we believe that the frequency of the scenario is in the range of 1×10^{-6} to 8×10^{-6} per year. ALOHA™ code calculations confirm, contrary to the assertions of ČEZ a.s. and the SÚJB, that natural gas clouds can indeed be transported from the vicinity of the pipeline to the vicinity of the reactors, and ingested into the reactor building in concentrations above the lower explosive limit for methane, particularly under conditions of D, E & F class stability and low wind speed. Such conditions are common at the Temelín site, particularly from the wind directions of concern. Note that this accident scenario potentially affects both units simultaneously, once Unit 2 enters operation.

References

- AICHE 1995 American Institute of Chemical Engineers, 1995. *Guidelines for Chemical Transportation Risk Analysis*. New York, NY USA: Center for Chemical Process Safety. Prepared by Arthur D. Little, Inc.
- CGC 1999 Czech-German Commission for Safety of Nuclear Installations (CGC), Report on Nuclear Safety and Radiation Protection for Temelín Nuclear Power Plant, Unit 1, CGC-Report N° 99/I, Czech-German Commission for Safety of Nuclear Installations, Version, December 2, 1999.
- Cornwell 1999 Cornwell, J.B. & W.E. Martinsen, 10 December 1999. *Quantitative Risk Analysis, Wahsatch Gas Gathering Pipeline System*, Quest Consultants, Inc. (Norman, OK USA), prepared for Union Pacific Resources Company.
- DOE 1993 United States Department of Energy (DOE), May 1993. *Recommendations for the Preparation of Environmental Assessments and Environmental Impact Statements*, Office of NEPA Oversight (Washington, DC USA).
- DOT 2000 United States Department of Transportation (DOT), 21 January 2000. *Office of Pipeline Safety, Pipeline Safety Data Analysis*, <http://ops.dot.gov.stats.htm>.
- ENCONET 1998 ENCONET Consulting, Current Status of Probabilistic Safety Assessments for Soviet Designed Reactors, EUR 17567 EN, 1998.

- IAEA 1996a IAEA, External Man-Induced Events in Relation to Nuclear Power Plant Design, IAEA Safety Series No. 50-SG-D5, Rev. 1, January 1996
- IAEA 1996b International Atomic Energy Agency, Report of the Review of WWER-1000 Safety Issues Resolution at Temelín Nuclear Power Plant, IAEA-WWER-SC-171, 1996.
- INSAG 1988 International Nuclear Safety Advisory Group, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, IAEA-75-INSAG-3, March 1988.
- INSAG 1999 International Nuclear Safety Advisory Group, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, Revision 1, IAEA-INSAG-12, 1999.
- Kujal 1997 B. Kujal & J. Duspiva, *Severe Accident Analysis for the WWER-1000 Units With the MELCOR and CONTAIN Codes*, Nuclear Research Institute Řež, in SARM '97 — Severe Accident Risk and Management, 16-18 June 1997.
- Lambright 1994 J. Lambright, S. Sholly, et al., A Review of Fire PRA Requantification Studies Reported in NSAC/181, Sandia National Laboratories (Albuquerque, NM USA), prepared for the US Nuclear Regulatory Commission, April 1994.
- Lambright 1995 J.A. Lambright & S.C. Sholly, Mochovce External Event Bounding Analysis, Beta Corporation International (Albuquerque, NM USA), BCI 95-03-TR002, prepared for the Institute of Risk Research, April 1995.
- LLNL 1987 Lawrence Livermore National Laboratory, December 1987. *Evaluation of External Hazards to Nuclear Power Plants in the United States*. NUREG/CR-5042, UCID-21223, prepared for the US Nuclear Regulatory Commission.
- Mladý 1999 Ondřej Mladý, "NPP Temelín Safety Analysis Reports and PSA Status", Temelín PSA Manager, ČEZ a.s., in International Atomic Energy Agency, International Conference on the Strengthening of Nuclear Safety in Eastern Europe, IAEA-CN-75, June 1999.
- Swain 1983 A. Swain & H. Guttman, Handbook of Human Reliability Analysis With Emphasis on Nuclear Power Plant Applications: Final Report, NUREG/CR-1278, Sandia National Laboratories (Albuquerque, NM USA), prepared for the US Nuclear Regulatory Commission, August 1983.

3 ANMERKUNGEN ZU DEN 78 ANGEFÜHRTEN PROJEKTÄNDERUNGEN

3.1 Einfluß einzelner wichtiger Projektänderungen

PROJEKTÄNDERUNG 41 (HH)

Veränderung Nr. 41: Projektänderungen im BAPP (Hilfsanlagengebäude)

Darstellung in Beilage 1:

Im Hilfsanlagengebäude wurden folgende Projektänderungen durchgeführt:

1. Projektänderungen bei der Abfallbehandlung und zugehörigen Hilfssystemen (Belüftung)
Projektänderungen beim Technisch-Wasser-System (Nebenkühlwasser)
2. Verschiedene bauliche Projektänderungen

Die unter 1. genannten Projektänderungen waren bereits 1999 Gegenstand einer eigenen UVP; dennoch werden sie in der vorliegenden Dokumentation nochmals behandelt. Da die UVP von 1999 bereits in einer ausführlichen Stellungnahme behandelt wurde [IRF 1999], wird dieser Punkt hier nicht nochmals referiert.

Die Projektänderungen beim Technisch-Wasser betreffen die Rückführung eines Teiles des Tritiumwassers in den Prozeß und damit eine Reduzierung der Ableitungen.

Die baulichen Projektänderungen betreffen nicht nur das BAPP, sondern auch die Reaktorhalle und werden kurz als Projektänderungen bei der Raumaufteilung sowie Anpassungen bei Elektroinstallationen, Brandmeldern u. ä. bezeichnet.

Widersprüche zwischen der UVP-Dokumentation von 1999 und der vorliegenden Dokumentation:

In Zusammenhang mit den Projektänderungen bei der Abfallbehandlung und den dazugehörigen Hilfssystemen im BAPP soll hier keine erneute umfassende Kommentierung und kritische Diskussion erfolgen.

Es sei aber angemerkt, daß schon in der Stellungnahme zur UVP-Dokumentation 1999 [IRF 1999] darauf hingewiesen wurde, daß der Detaillierungsgrad der Dokumentation bei weitem nicht ausreicht und zahlreiche Fragen offen bleiben, die die Abfallbehandlung selbst sowie auch die Lüftungssysteme u. a. betreffen. Diese Lücken werden auch durch die vorliegende Dokumentation nicht geschlossen; die offenen Fragen bleiben nach wie vor aktuell.

Es ist jedoch auffällig, daß zwischen der UVP/1999 und der UVP/2000 in einigen wichtigen Punkten inhaltliche Widersprüche bestehen. Eine solche Inkonsistenz in den Unterlagen ist nicht akzeptabel. Sie deutet darauf hin, daß offenbar selbst die Ersteller der Umweltverträglichkeitsprüfungen angesichts der zahlreichen und verschiedenartigen Projektänderungen des Projektes nicht mehr den vollständigen Überblick über dessen tatsächlichen Status und über wichtige Kenndaten haben.

Erschwerend ist, daß die Widersprüche zwischen den beiden UVP-Dokumentationen gerade bei der Diskussion von Unfallfolgen bestehen, also bei einem der zentralen, entscheidenden Punkte.

Im einzelnen werden einige wichtige Abweichungen gegenübergestellt:

Radiologische Folgen eines Brandes von Bitumen-Abfallfässern:

	Nach UVP/1999 (Abschnitt 8.1.1)	Nach UVP/2000 (Abschnitt C.V.2.7.2)
Zahl der betr. Fässer	16	10
Radioaktive Freisetzung	6,9E7 Bq	ca. 1E7 Bq
Max. effektive Dosis	0,02 mSv	0,01 μ Sv

Zur Fässerzahl ist anzumerken, daß 16 der Zahl der Fässer entspricht, die sich maximal auf dem Karussellförderband der Anlage befinden. In keiner der beiden UVP-Dokumentationen wird die Frage diskutiert, ob zusätzlich befüllte Fässer, die in der Anlage gelagert werden, in Brand geraten und damit die Freisetzung erhöhen könnten.

Zur Freisetzung wird in der UVP/2000 lediglich eine Größenordnung angegeben; hier besteht nicht unbedingt eine Inkonsistenz.

Bei der Angabe zur maximalen Dosis könnte ein Flüchtigkeitsfehler vorliegen (Verwechslung von mSv mit μ Sv). In diesem Falle würden sich die Angaben lediglich um den Faktor 2 unterscheiden, was grob mit der unterschiedlichen Fässerzahl übereinstimmt. Im POSAR wird im entsprechenden Abschnitt als max. effektive Dosis allerdings ein Wert von 1 μ Sv angegeben. Aus den zugehörigen Tabellen wird deutlich, daß hierbei lediglich die Schilddrüse betrachtet wurde; offenbar wird nur die Strahlenbelastung dieses Organs als relevant angesehen. Hier besteht jedenfalls zu den anderen Angaben eine nicht erklärbare Diskrepanz.

Radiologische Folgen des Ausfließens von Tanks mit flüssigen Abfällen:

	Nach UVP/1999 (Abschnitt 8.1.2)	Nach UVP/2000 (Abschnitt C.V.2.7.3)
Freigesetzte Menge	400 m ³	320 m ³
Bei Ausfließen in die Moldau		
Von Menschen aufgen. Wassermenge	8 l	20 l
eff. Dosis durch Wasserkonsum	0,1 mSv	0,17 mSv
Bei Ausfließen in Brunnen		
Eff. Dosis durch Wasserkonsum	0,03 mSv	0,00592 mSv

Vor allem im zweiten Fall, Belastungsweg über Brunnen, besteht ein krasser, dringend erklärungsbedürftiger Unterschied.

Im übrigen werden in der UVP/2000 zusätzliche Belastungspfade untersucht, die in der UVP/1999 fehlen. Im ersten Falle (Moldau) wird für die Belastung durch Fischkonsum eine maximale Dosis von 0,2 mSv ermittelt. Im zweiten Fall (Brunnen) wird die Belastung über Schweinefleisch, Milch und Gartenprodukte betrachtet. Die maximale Dosis beträgt dabei 0,00142 mSv (Milchpfad).

Der für die maximal mögliche Strahlenbelastung in der vorliegenden Dokumentation ermittelte Wert liegt – bei Summierung sämtlicher Belastungspfade – für Ausfließen in die Moldau um den Faktor 3,7 höher als in der UVP/1999, für den Weg über Brunnen dagegen etwa um den gleichen Faktor niedriger.

Zu den anderen in Veränderung 41 behandelten Punkten:

Die Veränderung beim Technisch-Wasser-System erscheint eindeutig als sicherheitsgerichtet. Dennoch ist eine genauere Beschreibung in der Dokumentation erforderlich, da hier Systeme betroffen sind, über die radioaktive Ableitungen in die Umwelt erfolgen.

Die baulichen Projektänderungen erscheinen von untergeordneter Bedeutung. Da jedoch wichtige Gebäude betroffen sind, ist eine genauere Darstellung erforderlich.

Literatur:

IRF 1999: P. Hofer et al.: Stellungnahme zur UVP über ProjektProjektänderungen im Hilfsanlagegebäudekomplex des KKW Temelin; Institute of Risk Research of the Academic Senate of the University of Vienna, Risk Research Report Nr. 37, March 2000

PROJEKTÄNDERUNG 55 , ÄNDERUNG DES BRENNSTOFFES

Aus den Unterlagen zur Abänderung der Kernausslegung folgt, daß eine Verlängerung der Verweildauer der Brennelemente gemeinsam mit einem erhöhten Abbrand vorgesehen ist. Aus diesen Tatsachen und der konfigurationsbedingten Erhöhung des Brennstoffmenge um 15 t folgt, daß aus den unterschiedlichen Unfallszenarien die Herausbildung größerer Quellterme zu erwarten sein wird.

Dieses geänderte, latente Risikopotential müßte im Rahmen einer UVP in schlüssiger Form behandelt werden. Sind diesbezügliche Unterlagen vorhanden, freigegeben und beurteilbar ?

Die Ag/In und Zr-Kombination von Steuerstäben und Brennstabhüllen ergeben geänderte Verhältnisse in den Freisetzungsmustern durch sich u. U. entwickelnde eutektische Gemenge. Die Einflüsse derartigen Verhaltens auf die Feisetzungseigenheiten beginnen möglicherweise schon bei den Havariebedingungen. Sind derartige Überlegungen auch bei der UVP angestellt worden ? Sind diesbezügliche Unterlagen vorhanden, freigegeben und beurteilbar?

Der Einfluß der Wasserchemie auf den geänderten Brennstoff ist in einem Testprogramm untersucht worden. Diesbezügliche Ergebnisse liegen nicht vor. Allfällige Anfälligkeit der Brennstabhüllrohre für Korrosion sollte die Betriebserfahrung noch rechtzeitig aufzeigen. Sind die Versuchsergebnisse vorhanden, freigegeben und beurteilbar?

PROJEKTÄNDERUNG 56: KOMPAKTLAGERUNG DES ABGEBRANNTEN BRENNSTOFFES**Darstellung in Beilage 1 und anderen Quellen:**

Die Darlegungen zur Kompaktlagerung in Beilage 1 sind außerordentlich knapp gehalten. Nur unter Berücksichtigung von Angaben in Abschnitt A.9.2 der Dokumentation sowie anderer Informationen über das KKW Temelin [CEZ 2000] ergibt sich ein einigermaßen vollständiger grober Überblick.

Die ursprüngliche Kapazität der Lagerbecken für abgebrannten Brennstoff lag bei 392 Stellplätze für Brennelemente. Durch Kompaktierung der inneren Gestelle wurde sie auf 705 Stellplätze erhöht. Ein Brennelement enthält 563 kg Schwermetall.

Im Becken muß zu jeder Zeit Platz für eine Entladung des gesamten Reaktorkerns frei bleiben. Dieser besteht aus 163 Brennelementen, entsprechend 92 t Schwermetall.

Weiterhin sind 25 Plätze im Becken für Lagerung anderer Materialien reserviert – wahrscheinlich für gebrauchte Steuerelemente, beschädigte und gekapselte Brennelemente u. ä.

Somit verbleiben nach der Erweiterung 517 Stellplätze für abgebrannte Brennelemente, entsprechend 291 t Schwermetall. Jährlich werden 41 bis 42 abgebrannte Brennelemente entladen; die Lagerkapazität reicht also für gut 12 Jahre.

Vor der Veränderung lag die Lagerkapazität für abgebrannten Brennstoff (nach Abzug der für den Reaktorkern sowie andere Materialien benötigten Plätze) bei 204 Stellplätzen, entsprechend 94,5 t Schwermetall bzw. knapp 5 Jahresentladungen.

Sicherheitstechnische Bedeutung:

Die Umstellung auf Kompaktlagerung hat in erster Linie drei Auswirkungen auf die Situation im Lagerbecken:

1. Vergrößerung des radioaktiven Inventars,
2. Erhöhung der Wärmeentwicklung,
3. Verringerung des Abstandes zwischen den gelagerten Brennelementen.

Dabei nimmt das Inventar an längerlebigen Radionukliden wie Cs-137 und Sr-90, die hinsichtlich der radiologischen Folgen eines Unfalles von besonderer Bedeutung sind, nahezu proportional mit der Belegung des Beckens zu – die Abklingzeiten der ältesten Jahresentladung können sich in Temelin mit Kompaktlagerung (12 Jahre) bzw. ohne solche (5 Jahre) maximal um 7 Jahre unterscheiden, was bei Nukliden mit Halbwertszeiten von 30 Jahren und darüber einen relativ geringen Unterschied ausmacht.

Das Inventar an längerlebigen Radionukliden, die während des Betriebes im Lagerbecken vorhanden sind, nimmt durch die Umstellung auf Kompaktlagerung somit maximal ca. um den Faktor 2,4 zu.

Die Zunahme bei der Wärmeentwicklung ist geringer, da diese vor allem in den ersten Jahren der Abklingzeit rasch abnimmt. Der Unterschied durch die Umstellung auf Kompaktlagerung ist am geringsten zu Beginn eines Zyklus, da dann die eben erst entladene Brennstoffcharge dominierend ist. Gegen Ende eines Betriebszyklus dagegen ist die Zunahme durchaus erheblich.

Eine grobe Abschätzung ergibt, daß die Wärmeentwicklung von 12 Jahresentladungsmengen zum Zyklusende, unter Berücksichtigung der unterschiedlichen Abklingzeiten, um gut 20 % über jener von 5 Jahresentladungsmengen liegt.

Der geringere Abstand zwischen den Brennelementen wird in erster Linie bei einem Unfall mit Kühlmittelverlust im Lagerbecken relevant. Bei einem derartigen Unfall würde älterer Brennstoff mit mehreren Jahren Abklingzeit nicht mehr durch die eigene Zerfallswärme zum Schmelzen gebracht werden. Es muß jedoch mit heftigen Zirkon-Wasserdampf- und Zirkon-Sauerstoff-Reaktionen gerechnet werden, die bei dem heißesten Brennstoff beginnen. Die Verringerung des Abstandes begünstigt ein Übergreifen dieser Reaktionen auf andere Brennelemente.

Als Folge kann auch Brennstoff schmelzen, bei dem die Eigenwärmeentwicklung dafür knapp nicht mehr ausreichen würde. Darüber hinaus kann das Zirkon-Feuer zu Sauerstoffverknappung führen. In diesem Fall kann Zirkon dem Urandioxid Sauerstoff entziehen, und es entsteht eine flüssige Mischung aus metallischem Zirkon, metallischem Uran, oxidiertem Zirkon und gelöstem UO_2 . Die Freisetzungen aus einer derartigen Mischung sind vergleichbar jenen aus geschmolzenem Brennstoff [NRC 2000a].

Es besteht weitgehender Konsens, daß die Folgen eines Kühlmittelverlustunfalles katastrophal wären. Die US-Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde NRC geht allerdings

davon aus, daß die Wahrscheinlichkeit für einen derartigen Unfall sehr gering ist – es sei denn, seismische Ereignisse kämen als Auslöser in Betracht. In diesem Falle wäre das vom Kompaktlager ausgehende Risiko vergleichbar dem eines Kernschmelzunfalles im Reaktor [NRC 2000a]. Beim Reaktor besteht allerdings die Option, das Risiko durch rechtzeitiges Abschalten stark zu reduzieren, während es derartige Einflußmöglichkeiten beim Kompaktlager nicht gibt.

Zusammenfassend kann zur sicherheitstechnischen Bedeutung der Kompaktlagerung also gesagt werden, daß durch sie das vom Lagerbecken ausgehende Risiko signifikant erhöht wird; insbesondere werden

- bereits im Normalbetrieb die Kühlung des Lagerbeckens etwas stärker beansprucht;
- das bei einem Unfall freisetzbare längerlebige radioaktive Inventar erheblich vergrößert;
- bei einem Ausfall der Kühlung das Aufheizen des Beckens etwas beschleunigt und
- bei Verdampfen des Kühlmittels bzw. einem Kühlmittelverlustunfall Zirkon-Wasserdampf- und Zirkon-Sauerstoff-Reaktionen im Becken rascher um sich greifen; radioaktive Freisetzungen werden dadurch beschleunigt und vergrößert.

Es werden unzulässigerweise keine Auswirkungen bei Übergang zur Kompaktlagerung der abgebrannten Brennelemente im Brennelementebecken angegeben. Bei Annahme des Trockenlaufens des Brennelementebeckens ist jedoch durch Kompaktlagerung (705 Brennelemente anstatt ursprünglich 392) mindestens eine nahezu doppelt so hohe Wasserstoffproduktion zu erwarten. Eine Detonation innerhalb des Containments wäre nicht auszuschließen und somit auch nicht radioaktive Emission in die Umwelt durch ein Containmentleck.

Brennelemente-Lagerung in WWER 1000:

Soweit aus der öffentlichen Literatur ersichtlich, besitzen die Abklingbecken der in Betrieb befindlichen KKW vom Typ WWER 1000 für abgebrannte Brennelemente meist eine Lagerkapazität von 3 bis 5 Jahren. Bei den in Betrieb befindlichen WWER 1000 wurden bisher kaum Erfahrungen mit Kompaktlagerung gemacht.

Lediglich in Bulgarien wurde in den Blöcken Kosloduj-5 und -6 (WWER 1000/320, 1987 bzw. 1991 in Betrieb gegangen) Kompaktlagerung etwa im gleichen Umfang wie in Temelin eingeführt. Bei den WWER 1000 in Rußland und der Ukraine wird Kompaktlagerung nicht praktiziert, abgesehen von Maßnahmen zur Überbrückung akuter Engpässe, die lediglich mit relativ geringfügigen Kapazitätserweiterungen (um drei Jahresentladungen) verbunden waren.

Simerka bezeichnet 1991 im Zusammenhang mit Temelin das Kompaktlager für abgebrannte Brennelemente als eine tschechische Veränderung des WWER 1000 [SIMERKA 1991]. Bei allen anderen Anlagen außer Kosloduj wurden trotz z. T. bestehender Entsorgungseingänge andere Möglichkeiten zur Schaffung zusätzlicher Lagerkapazität für abgebrannte Brennelemente gewählt.

Die Anlagen des Typs WWER 1000 wurden nach anfänglicher Errichtung unterschiedlicher Modelle weitgehend standardisiert. Als erster Block der Standard-Baureihe W-320 wurde 1985 Saporoshje 1 in Betrieb genommen [HEUSER 1993]. Die meisten wichtigen Komponenten der Blöcke 3 bis 6 in Saporoshje wurden außerhalb der Anlage in Serienproduktion gefertigt. So entstanden auch andere WWER 1000 [NEI 1987].

Nicht für alle Anlagen fanden sich in der veröffentlichten Literatur Angaben zu den Brennelementelagerbecken. Aufgrund des hohen Maßes an Standardisierung insbesondere beim Temelin-Typ, dem WWER 1000/320, kann jedoch angenommen werden, daß die in der Folge für drei Standorte beschriebene Situation repräsentativ ist (abgesehen eben von Temelin, wo die Kompaktlagerung im Umfang von zwölf Jahresentladungen gezielt als Veränderung eingeführt wurde, und von Kosloduj).

- Balachowo (Rußland): Die Errichtung des KKW begann 1978, es umfaßt vier zeichnungsgleiche Blöcke des Typs WWER 1000/320. Die Blöcke erreichten ihre erste Kritikalität in den Jahren 1985 bis 1994. Anlässlich der Inbetriebnahme von Block 4 schrieb der Direktor des KKW Balachowo über den WWER 1000: *„Der abgebrannte Brennstoff wird innerhalb des Containments drei Jahre im Brennelemente-Abklingbecken gelagert. Anschließend erfolgt der Abtransport zur Behandlung in speziellen Behältern nach Krasnojarsk in Sibirien.“* [IPATOV 1994]
- Saporoshje (Ukraine): Block 1 von Saporoshje war der erste WWER 1000/320, der ans Netz ging. Nach dessen Inbetriebnahme 1984 wurde dieser Reaktortyp standardisiert [NEI 1992]. In den Jahren 1985 bis 1995 folgten am Standort Saporoshje die Blöcke 2 bis 6. Die Lagerkapazität der Abklingbecken wird mit 5 Jahresentladungen angegeben. Als es nach dem Zerfall der UdSSR erste Probleme mit der Entsorgung der abgebrannten Brennelemente gab, wurde nicht die Kompaktlagerung eingeführt. Vielmehr wurde eine US-Firma beauftragt, ein System zur Behälterlagerung zu entwickeln. *„The first US designed storage containers will be needed soon. The Russians used to take back Zaporozhe's spent fuel, but they stopped this practice after disintegration of the Soviet Union. Today the Ukrainians must manage their own spent fuel, and their plants' spent fuel pools are filling rapidly. The pools have enough space for onyl five years of fuel discharges, and they did not have the flexibility of many Western nuclear plants for re-racking to increase capacity, because the pools at VVER-stations are located inside the containment.“* [NEI 1995]

In der zweiten Hälfte der 90er Jahre waren zunächst noch weiterhin Exporte von abgebranntem Brennstoff nach Rußland möglich, bis Ende 1998 erneute Probleme auftraten. Nunmehr soll in Saporoshje ein Trockenlager eingerichtet werden, innerhalb von zwei bis drei Jahren auch an den anderen ukrainischen Kernkraftwerksstandorten, sofern die Finanzierung gesichert werden kann. Der Importstopp, den Rußland für ukrainischen Brennstoff im Dezember 1998 verhängt hatte, wurde zwar im Februar 1999 wieder aufgehoben. Die mit der Verbringung nach Rußland verbundenen hohen Kosten stellen für den ukrainischen Betreiber Energoatom allerdings in großes Problem dar [NF 1999a, b].

- Khmel'nitsky (Ukraine): In Khmel'nitsky ist seit 1987 ein Block WWER 1000/320 in Betrieb. Das Lagerbecken war für eine Kapazität von drei Jahresentladungen vorgesehen. Als 1992 und 1993 Abtransporte nach Rußland nicht möglich waren, kam es zu Engpässen. Die Lagergestelle wurden ausgetauscht und eine Art Kompaktlagerung eingeführt. Dies brachte jedoch lediglich eine Erweiterung der Lagerkapazität für drei weitere Jahresentladungen und wurde als Notmaßnahme betrachtet. *„Khmel'nitsky, like other Ukrainian stations, urgently requires access to away-from-reactor spent fuel storage and methods. Sites are being investigated as a matter of urgency, and with the aid of Western firms.“* [WOOD 1994].

Ähnliche Maßnahmen wurden auch an den Standorten Kalinin und Süd-Ukraine durchgeführt (vier der fünf Blöcke an diesen Standorten gehören den älteren Baureihen W-302 und W-338 an).

In Kosloduj stehen neben vier Blöcken des Typs WWER 440/230 stehen auch zwei WWER 1000/320 (Blöcke 5 und 6). Sie gingen 1987 und 1991 in Betrieb. Das Abklingbecken von Block 5 wurde unmittelbar nach der Inbetriebnahme, jenes von Block 6 noch vor dieser für Kompaktlagerung eingerichtet. Die Kapazität dürfte nahezu jener in Temelin entsprechen; zur Zeit lagern in jedem Block ca. 250 Tonnen Schwermetall und die Lager sind beinahe voll.

Am Standort Kosloduj besteht bereits ein externes Naßlager mit einer Kapazität von 600 t Schwermetall, in dem der Brennstoff der Blöcke 1 bis 4 gelagert wird. Zur Zeit werden Umrüstmaßnahmen durchgeführt, um auch Brennstoff aus den Blöcken 5 und 6 in dieses Lager bringen zu können.

Die Stahlhülle (Liner) der Brennelemente-Becken wurde in Kosloduj 5 und 6 nicht, der Einführung der Kompaktlagerung Rechnung tragend, ertüchtigt, was in Zukunft zu Sicherheitsproblemen führen kann [NEI 2000, WENRA 2000].

Mängel bei Lagerbecken von WWER 1000:

Das Beckenkühlsystem von WWER 1000-Anlagen weist Mängel in der Sicherheitsauslegung auf.

Zunächst ist festzuhalten, daß im Vergleich zu den Anforderungen in westlichen Ländern höhere Temperaturen des Becken-Kühlwassers zulässig sind. Die zulässige Beckentemperatur für WWER 1000 beträgt 70° C im Normalbetrieb und 90° C bei Störfällen. Dagegen sind in Deutschland lt. KTA-Regeln lediglich 45° C im Normalbetrieb (bei maximaler Wärmelast) gestattet, 60° C bei anomalen Systemzuständen und 80° C bei Auslegungsstörfällen [GRS 1993].

In den USA sind höhere Werte zulässig als in Deutschland; die Grenzwerte werden anlagenspezifisch festgelegt und liegen für den Normalbetrieb typischerweise bei ca. 65° C [NRC 2000b].

In Temelin wie auch in den deutschen KKW liegt das Lagerbecken innerhalb des Containments, während es in den USA außerhalb des Containments liegt. Daher ist es naheliegend, sich hier eher an den deutschen Grenzwerten zu orientieren, die für eine mit Temelin besser vergleichbare Situation festgelegt wurden. (Liegt das Brennelemente-Lagerbecken außerhalb des Containments, so bedeutet dies in der Regel einen geringeren Schutz vor Einwirkungen von außen. Andererseits hat es den Vorteil der besseren Zugänglichkeit des Beckens, was Handmaßnahmen bei Kühlungsausfall erleichtert.)

Das Beckenkühlsystem der Reaktoren vom Typ WWER 1000/320 hat im übrigen eine Reihe von Schwachstellen:

- Die Saug- und Druckleitungen des Kühlsystems sind mit pneumatischen Sperrventilen versehen. Diese Armaturen werden, wenn es bei einem Kühlmittelverlustunfall zum Gebäudeabschluß kommt, geschlossen. Sie schließen sich auch, wenn das pneumatische System versagt. Um die Kühlung des Beckens in diesen Fällen aufrecht zu erhalten, muß das Gebäudesprühsystem eingesetzt werden; dafür sind Handmaßnahmen der Betriebsmannschaft erforderlich [GRS 1993, IRF 1998].
- Im Rahmen der Begutachtung des Kernkraftwerks Stendal empfahl die GRS den Einbau eines Zwischenkühlkreislaufes in die Kühlkette der Lagerbecken, um die Sicherheit durch Schaffung einer zusätzlichen Aktivitätsbarriere zur Wärmesenke zu verbessern. Die GRS äußerte weiterhin Zweifel an der Sicherheit des Nebenkühlwassersystems, das u. a. die Wärme aus den Lagerbecken abführt [GRS 1993].

Auch auf russischer Seite werden offensichtlich die Schwachstellen bei der Beckenkühlung gesehen. Sie sind u. U. der Grund dafür, daß bei den russischen und ukrainischen WWER 1000-Anlagen Kompaktlagerung nicht bzw. nur in geringem Umfang als Notlösung eingeführt wurde.

Die nächste Generation der WWER 1000, der W-392, soll mit einem deutlich verbesserten Kühlsystem ausgestattet werden (aktives System mit vierfacher Redundanz; bei dessen Ausfall passives Wasserzuspeisesystem) [KRAEMER 1996].

Fazit zur Kompaktlagerung im Kernkraftwerk Temelin:

Die zusätzlichen Sicherheitsprobleme bei der Umstellung auf Kompaktlagerung, die kaum vorhandenen Erfahrungen mit Kompaktlagerung in WWER 1000/320 sowie die speziellen Schwachstellen der Beckenkühlung bei diesen Anlagen werden in der Dokumentation nicht behandelt.

Es gibt keine genauere Beschreibung der entsprechenden Systeme und Einrichtungen. Insbesondere wird im Abschnitt A.9.1 und der Beilage 1 nichts über etwaige Verbesserungen dem Kühlsystem ausgesagt; es gibt keine Betrachtungen für Unfälle im Lagerbecken in Abschnitt C.V. Es muß daher angenommen werden, daß die entsprechenden Defizite beim Kühlsystem auch in Temelin bestehen (andernfalls wäre die Dokumentation in einem wichtigen, für die Sicherheit relevanten Punkt unvollständig).

Die Problematik wird dadurch erschwert, daß abgesehen von Kosloduj 5 und 6 bisher in keinem anderen WWER 1000/320 Kompaktlagerung in einem vergleichbaren Umfang wie in Temelin eingeführt wurde.

Dieser Punkt ist für das Kernkraftwerk Temelin von besonderer Bedeutung. Wie oben ausgeführt, sind die Risiken der Kompaktlagerung besonders bei seismischen Ereignissen relevant. In Abschnitt 3.3 wird genauer dargestellt, daß die Erdbebengefährdung am Standort Temelin bisher unterschätzt wird und erheblich größer ist, als von Betreiber und Behörden in der Tschechischen Republik angenommen.

(Siehe auch entsprechende Ausführungen im Anhang)

Literatur:

- CEZ 2000: Website der CEZ, <http://www.temelin-besuch.cz>, eingesehen am 09.11.2000
- GRS 1993: Sicherheitstechnische Bewertung des Kernkraftwerkes Stendal, Block A, vom Typ WWER-1000/W-320; Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH, GRS-99, Mai 1993
- HEUSER 1993: F.-W. Heuser et al.: Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken mit WWER-Reaktoren; atw 37, Juni 1993, S. 426
- IPATOV 1994: P. Ipatov et al.: WWER-1000, Inbetriebnahme von Block 4 des Kernkraftwerkes Balachowo; atw 39, April 1994, S. 290
- IRF 1998: P. Hofer et al.: Comments on the Safety of Khmelnitsky Unit 2 and Rivne Unit 4 in the Frame of the Public Participation Procedure of EBRD; Institute of Risk Research of the Academic Senate of the University of Vienna, Risk Research Report Nr. 23, October 1998
- KRAEMER 1996: J. Kraemer: Neue russische Reaktorkonzepte; atw 41, April 1996, S. 237
- NEI 1987: World News: Series production reduces construction times at Zaporoshye; Nuclear Engineering International, Oct. 1987, S. 9
- NEI 1992: News Review: Soviet standard PWR under construction; Nuclear Engineering International, Aug. 1992, S. 10
- NEI 1995: World News: US Fuel cask for Zaporozhe in 1995; Nuclear Engineering International, Feb. 1995, S. 6
- NEI 2000: World Nuclear Industry Handbook 2000; Nuclear Engineering International, Wilmington, 2000
- NF 1999a: NuclearFuel, February 8, 1999, S. 3
- NF 1999b: NuclearFuel, February 22, 1999, S. 4
- NRC 2000a:

PROJEKTÄNDERUNG 57: AUSSCHLAGSICHERUNGEN

Darstellung in Beilage 1:

Im Bereich der Schweißnähte zwischen Frischdampfleitung und Dampfkollektor am Dampferzeuger wurden Dämpfer eingebaut. Sie sollen aus zwei miteinander verbundenen Bolzen mit Dämpferelementen bestehen.

Sicherheitstechnische Bedeutung:

Beim Abreißen von Leitungen des Primär- und Sekundärkreislaufes kommt es als direkte Auswirkung zum Verlust von Primärkühlmittel bzw. Frischdampf (oder Speisewasser). Dadurch wird die Wärmeabfuhr gestört; die Kühlung des Kerns ist u. U. gefährdet. Bei sekundärseitigen Problemen kann es auch zum Absinken der Temperatur im Kern kommen, verbunden mit Problemen bei der Reaktivitätskontrolle. Außerdem wird Dampf freigesetzt, der radioaktive Stoffe enthält.

Von großer Bedeutung sind neben diesen direkten Auswirkungen auch die indirekten Auswirkungen des Bruches einer Leitung, die unter hohem Druck steht. Geborstene Rohrleitungen können durch Reaktionskräfte (Rückstoß des ausströmenden Dampfes) ausschlagen, was zur Beschädigung von anderen Komponenten (Leitungen, Ventile usw.) führen kann. Auch der aus einer ausschlagenden Leitung ausströmende Dampf selbst kann Beschädigungen verursachen (Strahlkräfte).

Derartige indirekte Auswirkungen bzw. Folgeschäden können bewirken, daß aus einem Auslegungsstörfall innerhalb kürzester Zeit eine auslegungsüberschreitende Situation wird, beispielsweise der gleichzeitige Bruch mehrerer Leitungen, die nicht mehr beherrscht werden kann und zu einem Unfall mit schweren radioaktiven Freisetzungen führt. Dieser Themenkreis ist daher von größter sicherheitstechnischer Relevanz.

Sofern nicht aufgrund optimaler Werkstoffeigenschaften ein Ausschluß großer Brüche angenommen werden kann (was grundsätzlich nicht mit letzter Sicherheit möglich ist, und in Temelin jedenfalls nicht zutrifft), sind daher Gegenmaßnahmen gegen die Wirkung von Reaktions- und Strahlkräften erforderlich. Diese beruhen zum Einen auf räumlicher Trennung sensitiver Komponenten, zum Anderen auf dem Einbau von Ausschlagsicherungen (und ggf. Strahlableitern).

Ausschlagsicherungen können in Form von rigider Befestigung von Leitungen realisiert werden, sowie auch mittels Schock- und Energieabsorbern, z. B. auf hydraulischer Basis.

Die Ausschlagsicherungen sind eine bekannte Schwachstelle von WWER 1000-Anlagen. Untersuchungen von Ausschlagsicherungen für den Primärkreis für die Kernkraftwerke Stendal, Temelin und Kosloduj 5 und 6 haben gezeigt, daß die Sicherungen ihre Funktion nicht adäquat erfüllen können [IRF 1998]. Im Rahmen der IAEA Safety Issues für WWER 1000 wird besonders auf die mangelhafte Ausschlagsicherung im Sekundärkreislauf hingewiesen, insb. im Hinblick auf die 28,8 m-Bühne im Turbinengebäude, auf der sich sämtliche Frischdampf-Abblaseventile und -Sicherheitsventile sowie die Absperrventile für die Frischdampfleitung ohne physische Trennung gemeinsam mit den Frischdampf- und Speisewasserleitungen befinden [IAEA 1996].

Diskussion der Behandlung des Themas in der UVP-Dokumentation:

In dem Teil C.V der Dokumentation, in dem Sicherheitsfragen behandelt werden, wird auf die Problematik möglicher indirekter Auswirkungen von Rohrbrüchen und diesbezügliche Gegenmaßnahmen wie Ausschlagsicherungen überhaupt nicht eingegangen.

Sowohl der Abschnitt C.V.2.1.5, der Rohrbrüche im Sekundärkreislauf behandelt, als auch C.V.2.6.5 zu Kühlmittelverlustunfällen behandeln lediglich Fragen der ausreichenden Kühlbarkeit des Reaktors sowie der Kontrolle der Reaktivität nach einem einzelnen Bruch-

ereignis (bis zum 2F-Bruch) ohne Folgeschäden durch Reaktions- und Strahlkräfte zu betrachten.

Im Abschnitt A.9.2 (Beschreibung der Anlage) wird ebenfalls auf Aufschlagsicherungen nicht eingegangen.

Auch die Darstellung der Veränderung in der Beilage 1 ist zu summarisch und wird der Bedeutung des Themas in keiner Weise gerecht.

Darüber hinaus ist die Beilage 1 im Hinblick auf die Ausschlagsicherungen offensichtlich unvollständig.

Neben den Projektänderungen direkt am Kollektor der Dampferzeuger, wie in 57 kurz angesprochen, wurden Projektänderungen gegenüber dem ursprünglichen Konzept jedenfalls auch für Leitungen des Sekundärkreislaufes im Bereich der Containment-Durchdringung sowie im Turbinengebäude durchgeführt. Insbesondere wurden an Frischdampfleitungen auf der 28,8 m-Bühne Ausschlagsicherungen in Form von Platten angebracht, die an beiden Seiten einer Schweißnaht an der Leitung angeschweißt sind, um diese zu fixieren.

Diese technische Lösung wurde von der deutschen Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) als nicht ausreichend kritisiert. Sie beruht lt. GRS auf idealisierten Bruchannahmen und kann komplexere Brüche (z. B. mit Verzweigung von Rissen) nicht zuverlässig kontrollieren; eine robustere Lösung ist deshalb erforderlich. Außerdem entspricht das Anschweißen von Platten nicht dem modernen Stand der Technik [GRS 2000].

Ausschlagsicherungen für den Primärkreis werden in der Dokumentation nicht angesprochen – es muß offen bleiben, inwieweit auch hier Unvollständigkeit gegeben ist.

Insgesamt kann es als nicht akzeptabel betrachtet werden, daß dieses Thema in der Dokumentation nur in äußerst marginaler Form angesprochen wird. Wie oben gesagt, kann die Belastbarkeit und Qualität der Ausschlagsicherungen u. U. darüber entscheiden, ob sich aus einem Auslegungsstörfall eine auslegungsüberschreitende Situation und damit ein Unfall mit schwerwiegenden Folgen entwickelt, oder nicht.

Das ph-Kühlmittelregime, welches im Sekundärkreislauf zum Einsatz kommt bestimmt die Störfallsverhaltensweise der Anlage und hier vor allem die Barrierenintegrität mit. Ein Versagen von Dampferzeugerrohren bedeutet vorerst eine Leckage aus dem Sicherheitsbehälter: Die Barrieren Primärkreislauf und Sicherheitsbehälter haben versagt. Bekannte Versagensursachen wurden durch Auslegungsprojektänderungen versucht zu vermeiden. So werden die Korrosionseigenschaften der Dampferzeuger werden u. a. auch von den Deionateigenschaften im Sekundärkreislauf bestimmt. Unterschiedliche Lösungen werden zur Minderung der Spannungsrißkorrosion versucht. Die Vergleichbarkeit der Werkstoffe 10 NiMo 8 5 und A 508-3 hinsichtlich Ermüdungsrißwachstum ist demonstriert. Erfolgversprechend ist jedenfalls die Verringerung der Korrosionsneigung. Belastungen der Umwelt sind durch das Versagen der Barrieren zu erwarten, Die PRISE Versagensszenarien sind in eingeschränktem Umfang ein Auslegungsstörfall, wird eine bestimmte Leckgröße überschritten, dann entsteht ein Kernkraftwerksunfall. Diesbezügliche UVP-Untersuchungen zu den Konsequenzen auslegungsüberschreitender Ünfälle liegen nicht vor.

Literatur:

GRS 2000: In-Depth GRS Analysis of Seven Selected Safety Issues Relating to the Temelin NPP, Draft; Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH, 2000

IAEA 1996: Safety Issues and Their Ranking for WWER-1000 Model 320 Nuclear Power Plants; International Atomic Energy Agency, Extradudgetary Program on the Safety of WWER and RBMK Nuclear Power Plants, IAEA-EBP-WWER-05, March 1996

IRF 1998: P. Hofer et al.: Comments on the Safety of Khmel'nitsky Unit 2 and Rivne Unit 4 in the Frame of the Public Participation Procedure of EBRD; Institute of Risk Research of the Academic Senate of the University of Vienna, Risk Research Report Nr. 23, October 1998

PROJEKTÄNDERUNG 68, VERÄNDERUNG DES PH WERTES IM SEKUNDÄRKREISLAUF

Das ph-Kühlmittelregime, welches im Sekundärkreislauf zum Einsatz kommt bestimmt die Störfallsverhaltensweise der Anlage und hier vor allem die Barrierenintegrität mit. Ein Versagen von Dampferzeugerrohren bedeutet vorerst eine Leckage aus dem Sicherheitsbehälter: Die Barrieren Primärkreislauf und Sicherheitsbehälter haben versagt. Bekannte Versagensursachen wurden durch Auslegungsprojektänderungen versucht zu vermeiden. So werden die Korrosionseigenschaften der Dampferzeuger werden u. a. auch von den Deionateigenschaften im Sekundärkreislauf bestimmt. Unterschiedliche Lösungen werden zur Minderung der Spannungsrißkorrosion versucht. Die Vergleichbarkeit der Werkstoffe 10 NiMo 8 5 und A 508-3 hinsichtlich Ermüdungsrißwachstum ist demonstriert. Erfolgversprechend ist jedenfalls die Verringerung der Korrosionsneigung. Belastungen der Umwelt sind durch das Versagen der Barrieren zu erwarten, Die PRISE Versagensszenarien sind in eingeschränktem Umfang ein Auslegungsstörfall, wird eine bestimmte Leckgröße überschritten, dann entsteht ein Kernkraftwerksunfall. Diesbezügliche UVP-Untersuchungen zu den Konsequenzen auslegungsüberschreitender Unfälle liegen nicht vor.

PROJEKTÄNDERUNG 69 , ÄNDERUNG DER KONSTRUKTION DER TURBINENKONDENSATOREN

Die Projektänderungen bei der Kondensatorverrohrung und die beabsichtigte Art der Deionataufbereitung und Einspeisung lassen eine Verbesserung der Betriebseigenschaften des Sekundärkreises erwarten. Insbesondere sollte die Befrachtung des Kühlmittels mit Korrosionsprodukten abnehmen.

Die Korrosionseigenschaften der Dampferzeuger werden u. a. auch von den Deionateigenschaften im Sekundärkreislauf bestimmt. Unterschiedliche Lösungen werden zur Minderung der Spannungsrißkorrosion versucht. Versuche belegen, daß für den Betrieb von Temelin durch die Titanverrohrung des Kondensators und die Auswahl, Verarbeitung und beabsichtigte Betriebsweise der Dampferzeuger die Primärkreisintegrität wahrscheinlich verbessert werden kann. Betriebsergebnisse könnten in absehbarer Zeit das Erreichen der Zielvorgabe belegen.

3.2 Elektro- und Leittechnik

PROJEKTÄNDERUNG 6

Die Projektänderungen berücksichtigen die Streichung der Fertigstellung von Block 3 und 4.

PROJEKTÄNDERUNG 8

Gleichwertige Maßnahme

PROJEKTÄNDERUNG 10

Die Anpassungen lassen in der beschriebenen Form keine Schlüsse auf sicherheitsbeeinflussende Folgen, die Umweltauswirkungen nach sich ziehen könnten, zu.

PROJEKTÄNDERUNG 17

Die Anpassungen lassen in der beschriebenen Form keine Schlüsse auf sicherheitsbeeinflussende Folgen, die Umweltauswirkungen nach sich ziehen könnten, zu.

PROJEKTÄNDERUNG 20

Der Umfang und Rahmen der Projektänderungen erfordert ein genaue Untersuchungen zu den Genehmigungsrandbedingungen, die von SUJB festgelegt und deren Einhaltung überprüft wurde. Die etwas detailliertere Erörterung in den UVP-Unterlagen, die besonders auf die Common Mode - Common Cause Problematiken von digitalen Anlagenleittechnik (I+C)-Systemen eingehen, deuten auf eine zielgerichtete Befassung mit umfassenden sicherheitsrelevanten Einflüssen hin. Zu klären ist hier vor allem die Grundlage der Prüfungen und der Verifikationsvorgang.

PROJEKTÄNDERUNG 25

Die Anpassungen lassen in der beschriebenen Form keine Schlüsse auf sicherheitsbeeinflussende Folgen, die Umweltauswirkungen nach sich ziehen könnten, zu.

PROJEKTÄNDERUNG 34

Aus den UVP-Unterlagen in C.V- und im Anhang entsteht ein differenzierteres Bild. Die Projektänderungen scheinen sich nicht nur auf die "Habitability" ausgewirkt zu haben. Die baulichen Projektänderungen haben aber höchstwahrscheinlich keine Umweltauswirkungen, sofern die Störfallfunktionalität erfüllt werden würde.

PROJEKTÄNDERUNG 35

Die Anpassungen lassen in der beschriebenen Form keine Schlüsse auf sicherheitsbeeinflussende Folgen, die Umweltauswirkungen nach sich ziehen könnten, zu.

PROJEKTÄNDERUNG 40

Die Anpassungen lassen in der beschriebenen Form keine Schlüsse auf sicherheitsbeeinflussende Folgen, die Umweltauswirkungen nach sich ziehen könnten, zu.

PROJEKTÄNDERUNG 54

Die Sicherheitsbeurteilung des KKW Temelin ergibt die Vorzüge der gewählten Notstromversorgungseinrichtungen. Unmittelbare Konsequenzen für die Umwelt sind an dieser Stelle nicht zu beurteilen.

PROJEKTÄNDERUNG 59

Die Anpassungen lassen in der beschriebenen Form keine Schlüsse auf sicherheitsbeeinflussende Folgen, die Umweltauswirkungen nach sich ziehen könnten zu. Die Maßnahmen stellen eine Fortsetzung der geplanten Trennung und eine Verbesserung der Elektromagnetischen Kompatibilität, insbesondere hinsichtlich der Digitalen Leittechnikfunktionen dar.

PROJEKTÄNDERUNG 62

Die Anpassungen lassen in der beschriebenen Form keine Schlüsse auf sicherheitsbeeinflussende Folgen, die Umweltauswirkungen nach sich ziehen könnten zu. Die SF6 Mengen sind sehr begrenzt und die Schalter gekapselt, daher eine Freisetzung oder ein Gasverbrauch irrelevant.

PROJEKTÄNDERUNG 72

Ist dies eine Folge der Betriebserfahrungen aus anderen tschechischen Anlagen? Ein Verlässlichkeitsnachweis und ein diesbezüglicher Vergleich werden nicht angeboten.

PROJEKTÄNDERUNG 73

Die Anpassungen der Wechselrichter lassen in der beschriebenen Form keine Schlüsse auf sicherheitsbeeinflussende Folgen, die Umweltauswirkungen nach sich ziehen könnten zu. Ist der Austausch eine Folge der Betriebserfahrungen aus anderen tschechischen Anlagen? Ein Verlässlichkeitsnachweis und ein diesbezüglicher Vergleich werden nicht angeboten.

PROJEKTÄNDERUNG 74

Die Anpassungen lassen in der beschriebenen Form keine Schlüsse auf sicherheitsbeeinflussende Folgen, die Umweltauswirkungen nach sich ziehen könnten zu. Ist der Austausch eine Folge der Betriebserfahrungen aus anderen tschechischen Anlagen? Ein Verlässlichkeitsnachweis und ein diesbezüglicher Vergleich werden nicht angeboten.

3.3 Seismizität am Standort des KKW und deren Berücksichtigung

THEMENKREIS GEOFAKTOREN DER UMWELT

Ad geomorphologisches Terrain:

Hier wird von einem Abtrag einer 5-10 m mächtigen Erdschicht gesprochen und davon, daß die Unterkante der Fundamente 10 bis 15 m unterhalb der ursprünglichen Geländeoberfläche liegt. Nicht erwähnt wird, welche Gesteinsschichten bzw. bis zu welchen Verwitterungsgraden abgetragen wurde.

Ad geologische Verhältnisse:

Hier wird im Gegensatz zur ursprünglichen UVP und zur Information an die Öffentlichkeit von der Darstellung eines monolithischen Blockes durch Erwähnung von Störungszonen und Schilderung starker Zerklüftung der Gesteine und sehr starker Verwitterung mit Tiefen bis 25 m unter Terrain abgegangen. Bedauerlicherweise fehlt eine entsprechende graphische Dokumentation, es gibt nicht einmal Hinweise auf die nicht zugänglichen Unterlagen.

Ad hydrogeologische Verhältnisse:

Es wird zwar erwähnt, daß die Kluftdurchlässigkeit überwiegt, eine entsprechende hydrogeologische Studie- vergleichbar den Schweizer NAGRA Studien oder den deutschen Untersuchungen im Schwarzwald bzw. in der Oberpfalz- fehlt bzw. wird kein Hinweis darauf gegeben.

Ad tektonische Verhältnisse und natürliche Seismizität

Einerseits wird eine Mikrobekbentätigkeit an Bruchsystemen erwähnt, andererseits werden die in früheren tschechischen Arbeiten publizierten jungen Bewegungen als nicht nachgewiesen bezeichnet. Ein Beweis für die aufgestellte Behauptung einer - ziemlich unwahrscheinlichen - bruchfreien Entwicklung des Gebietes in den letzten 600.000 Jahren fehlt. Aus der Energoprutzkum-Dokumentation von 1995 ergibt sich weiters, daß keine modernen paläoseismologischen Untersuchungen durchgeführt wurden, welche die angegebenen Altersdaten begründen könnten.

Die häufige Feststellung, daß an den jeweiligen Brüchen die Intensität von 5,5°MSK nicht überschritten werden kann, soll offenbar das angenommene Berechnungserdbeben von 5,5°MSK untermauern.

Daß, wie behauptet, weder am Standort selbst noch in der nahen Umgebung eine Intensität von 6°MSK verzeichnet worden ist, widerspricht der ausführlichen, auch von tschechischen Seismologen rezensierten, Arbeit von R. Gutdeutsch über das historische Beben von Neulengbach 1590 mit einer Epizentralintensität von 9°MSK. Eine Intensität von 6°MSK entspricht somit der Fernwirkung des größten bekannten historischen Bebens im Raum Temelin, nicht jedoch jener eines maximal möglichen Bebens, das in vorgeschichtlicher Zeit aufgetreten sein könnte. Starkbeben im Raum Ostalpenrand- Wiener Becken hätten aufgrund bevorzugter Abstrahlung Richtung Nordwesten die größten Auswirkungen in Südböhmen, mögliche bevorzugte Bewegungen könnten an den bekannten tiefreichenden Störungszonen stattfinden.

Somit scheint der angegebene Wert eines maximalen Berechnungsbebens von 6,5°MSK und der seitens der IAEO für aseismische Gebiete empfohlene Wert der maximalen horizontalen Bodenbeschleunigung (MHPGA) von 0,1g als keineswegs ausreichend konservativ.

4 NICHT BERÜCKSICHTIGTE UMWELTRELEVANTE SICHERHEITSFragen

Die Berücksichtigung von Störfällen ist auf DBAs beschränkt, es wird als auf die sog. Sonderereignisse 1. bis 3. Stufe bei der gegenständlichen UVP nicht eingegangen. Obwohl sich, wie oben gezeigt wesentliche Randbedingungen für die Notstandbereitschaft geändert haben. Das Versagen von Sicherheitsbarrieren macht gemäß der Richtlinie SUJB Nr. 219/1997 u. a. die Sicherstellung des Personal-, Bevölkerungs- und Umweltschutzes in der Umgebung gegen die Strahlenfolgen des Störfalles (Sonderereignisses) zur Aufgabe. Daraus resultiert unmittelbar die Aufgabe die UVB auf die zu erwartenden Freisetzungen bzw. auf die noch erzielbare ALARA Entsprechung zu prüfen.

Für die Angaben zu den hochradioaktiven (HLW) Abfallmengen steht dem Übergang von der Brennelementeeinsatzdauer über 3 Jahre zu einer Einsatzdauer von 4 Jahren, und der dadurch verminderten HLW Menge der erhöhte Abbrand gegenüber. Wurden die diesbezüglichen Fragen in der UVP I geklärt ?

Sind in sämtlichen Fällen, in denen eine Minderung der unmittelbaren Umwelteinflüsse des KKW Betriebes angestrebt, bzw. nachgewiesen wurde die Langzeitauswirkungen ebenso einer Prüfung unterzogen. So wird z. B. die verbesserte Rückhaltefähigkeit der Filter für einzelne Spaltprodukte angeführt. Wurden die Entsorgung der Filter und deren mögliche Folgeinflüsse auf die Umwelt ebenfalls einer Überprüfung unterzogen ?

5 BEWERTUNG DER UVP II

- Die sicherheitstechnischen und umweltrelevanten Aspekt der Projektänderungen werden in der UVP II i.a. nicht eindeutig und ausreichend dargelegt und erläutert.
- Es ist nicht nachvollziehbar, welche sicherheits- und umweltrelevanten Genehmigungsgrundlagen für die angeführten Projektänderungen zur Anwendung gelangten und inwieweit Konsistenz zwischen den einzelnen Teilen derselben besteht.
- Viele Projektänderungen wurden nicht ausreichend begründet (wie in 3.2 im einzelnen dargelegt) und können schon deshalb nicht angemessen gewürdigt werden.
- Die Behandlung der Projektänderungen ist nicht vollständig. So wird beispielsweise in Abschnitt 3.1 gezeigt, daß nur ein Teil der Projektänderungen bzw. Nachrüstungen bei den Ausschlagsicherungen in der Dokumentation dargestellt und behandelt wird.
- Wichtige sicherheitstechnisch und umweltrelevante Projektänderungen (z.T. von der IAEO empfohlene und vom Antragsteller durchgeführte Nachrüstmaßnahmen mit hoher Priorität) werden in der UVP II nicht berücksichtigt. Die UVP II ist auch von diesem wesentlichen Blickwinkel her unvollständig.
- Bei allen wichtigen Punkten zeigt sich, daß die Projektänderungen nicht ausreichend detailliert beschrieben und erläutert werden, wie in Abschnitt 3 an vielen Stellen deutlich wird. Insbesondere werden die sicherheitstechnischen Aspekte nicht ausreichend diskutiert und erfaßt. Sicherheitsfragen der Kompaktlagerung beispielsweise werden in der Dokumentation überhaupt nicht angesprochen (s. 3.1). Folgen durch den Bruch der externen Gasleitung erscheinen falsch eingeschätzt.
- Im Hinblick auf die Untersuchung radiologischer Folgen von Unfällen im Hilfsanlagegebäude BAPP stehen die Aussagen in der Dokumentation im Widerspruch zu jenen in der BAPP-UVP von 1999; es bestehen insbesondere nennenswerte Unterschiede bei den Angaben zur maximalen Strahlenbelastung der Bevölkerung (siehe Abschnitt 3.1.).
- In der UVP II werden zum Teil nur Projektänderungen berücksichtigt, die sich auf Auslegungsstörfälle beziehen. Es ist ein gravierender Mangel des relevanten tschechischen Regel- und Gesetzeswerkes, der seit Jahren von österreichischer Seite moniert wird, daß eine Behandlung schweren Unfälle mit Kernschmelze, und die damit erforderlichen Projektänderungen in der UVP II nicht oder unzureichend vorgeschrieben sind und nicht zuletzt daher zu wenig oder unzureichend thematisiert wurden, obwohl der zu begutachtende Gegenstand dies verlangen würde.
- Eine Thematisierung alternative Lösungsansätze zu gravierenden Projektänderungen oder zum Begutachtungsgegenstand als Ganzes fehlen in der UVP. Es wird empfohlen entsprechende Vorschriften auf tschechischer Seite in Kraft zu setzen.
- Die Berücksichtigung und Behandlung der Seismik am Standort Temelin und der adäquaten seismischen Auslegung von Gebäuden, Komponenten und Ausrüstung in Bezug zu wichtigen Bauänderungen ist nicht ausreichend. Sie stellen nach wie vor ein zu diskutierendes Problem dar.

Literaturverzeichnis

- Bilat. Meeting 2000. TEMELIN SAFETY ISSUES - BACKGROUND AND QUESTIONS, Working Document, Bilateral Czech - Austrian Meeting, Prague, September 2, 2000, Austrian Delegation
- IAEA 1996a. International Atomic Energy Agency (1996), Safety Issues and Their Ranking for WWER-1000 Model 320 Nuclear Power Plants, IAEA-EBP-WWER-05, Extra-budgetary Programme on the Safety of WWER and RBMK Nuclear Power Plants, International Atomic Energy Agency (Vienna, Austria), March 1996.
- IAEA 1996c. International Atomic Energy Agency (1996): Review of WWER-1000 Safety Issues Resolution at Temelín Nuclear Power Plant, Temelín, CR, 11-15.03.1996, TC Project RER/9/035, IAEA-TA-2490, WWER-SC-171

Noch erforderliche Dokumente

(Maximalangabe) nach C.X. Schlußfolgerungen unter P. Projektunterlagen

[P5], [P6], [P11], [P22], [P30], [P42], [P43], [P49], [P50], [P51], [P53], [P68], [P73], [P75], [P82], [P95], [P96], [O.9.1], [O.11.15], [O.11.16], [O.11.17]

ANHANG

Spent Fuel Pool Storage in Temelin.

1. Compact Storage of the Spent Fuel – General Description.

According to (1), Issue ID 6, spent fuel in VVER-1000 reactors is stored in the cooled spent fuel conventional racks pond, and this storage was considered as satisfactory. Due to economical concerns, a new compact type of racks using borated steel was at 1994 under development in 1994. Nevertheless, today all the Russian VVER-1000 reactors use conventional racks mainly because the problem of the spent fuel storage is not acute in Russia (2).

Termination of the spent fuel processing in the USA in 1977 caused a wide-ranging process of rerackings with the aim to make storage more compact. The process was connected with difficulties, some of them are still actual despite the multiple efforts of industry to overcome these problems.

According to (3), the problems were the following:

- Rack-to-rack gaps, necessary to ensure safety during seismic events, are wasted space in the fuel pool. To minimize this space, it is necessary to engineer the rack modules. Holtec's specialists discovered in the late 1980s that a rack can be "detuned" from the dominant excitation frequencies of the site. The detuning technology has been responsible for at least a 15% increase in storage capacity in the fuel pools.
- A typical spent fuel rack contains more than a mile of welds. Such a quantity of welds compromises the dimensional stability of the rack. A typical high-density rack is vertical and straight to within 1/16in, compared with 3/16in and 1/4in a decade ago.
- Whole Pool Multi-Rack (WPMR) technology, developed in 1988, gave seismic analysts for the first time the ability to accurately simulate the dynamic behavior of all racks in the pool under stipulated seismic events. The WPMR technology gave the rack designers a powerful tool to optimize pool storage.
- Thermal-hydraulic concerns were a major impediment to increase the storage capacity density of spent fuel pools. Implementation of three-dimensional computational fluid dynamics algorithms has helped to define the temperature and flow field in the pools and the thermal fields as well as stress fields (under seismic loadings).
- Spent fuel pool structures were historically designed to meet the strength limits of American Concrete Institute (ACI)-349 or ACI-318. With freestanding racks, a governing loading condition arises from the seismic load. A 3-D dynamic model of reinforced concrete pool structures, makes it possible to demonstrate the viability of densifying storage in elevated pools which were otherwise considered to have reached their structural limit.

The most complicated problem connected with the increase of the density of spent fuel storage is the material problem. One of the most stable materials used as the neutron absorbers is the Boral, a metallic composite of a hot-rolled aluminum matrix containing boron carbide sandwiched between and bonded to Al plates. Prompted by the high costs of Boral, several neutron absorbers have been proposed, almost always with negative consequences. In addition to the Boraflex low performance, the industry has worked with tetrabor (a product of carborundum), EL-BIO (manufactured by US company BISCO), Cadminat, and borated stainless steel. Only borated stainless steel persists, despite clear indications that it, too, may harbor severe problems.

Borated steel is manufactured by adding boron to stainless matrix. Addition of boron to austenitic stainless steel causes a decrease in corrosion resistance (by as much as a factor of 100), and welds become prone to cracks.

“Concerns regarding the brittleness of borated stainless steel, its susceptibility to corrosion in boric acid environments, as well as its vulnerability to cracking due to stresses imposed during a seismic event or as a result of high thermal loads, have been among the reasons why the US NRC has rejected its use as a structural component in fuel storage racks. Notably, the American Society of Mechanical Engineers (ASME) does not approve of the use of borated stainless steel as a structural component and does not approve of welding the material when it is used in this fashion. ASME addresses this issue quite clearly in ASME Code Case N-510-1 (*Borated stainless steel for Section III, Division 1, Class CS core supported structures and Class 1 component supports*). (1, page 23).

2. The Special Problems of the Temelin Compact Spent Fuel Storage

According to the common safety standards, the regulatory authority has to perform the process of licensing for a wet storage pool regardless the density of the storage. The license, as a rule, is based on the criticality calculations, thermohydraulic and structural design data and material issues. The seismicity of the site has to be taken into the account during all the design stages. Another aspect of the regulatory activity is connected with the design and beyond design basis accidents in the wet spent fuel storage pools (4).

The mixed character of the Temelin design, including Soviet and American technology creates several specific problems.

It is clear that the original Russian licensed design of the pool is not applicable to the Westinghouse manufactured fuel and more dense storage of the fuel assemblies. Therefore the special physical, thermohydraulic, structural, seismic and material analysis must be performed in the process of pool licensing. The technology of the transporting and storage of the spent fuel assemblies must be in accordance with the Soviet methods and devices used for this purpose. It is known from the operating practice that accidents in the spent fuel pools happen mainly during loading and reloading operations. It makes the operating issues especially important in view of the safety.

It was stated above that material problems are still not resolved fully for the wet spent fuel storage option in the US, but it is really acute for the Czechia because of the economic and technological problems. The compatibility of materials, especially the borated steel and specific water chemistry of the VVER-1000 reactors may be the weak point of the design and licensing process.

Taking into account the probability of accidents with a release of radioactivity in the spent fuel pool in Temelin and possibly transboundary character of the release the details of the design and licensing process of the compact spent fuel storage have to be made transparent during the EIA of Temelin NPP.

It is of importance because of the absence of operating experience for the high density spent fuel storages for the VVER-1000 reactors.

References

1. VVER-1000. Safety Issues. (Extrabudgetary program of IAEA), Vienna 1994
2. Eduard Damansky, Head of the Inspection Department of „Rosenergoatom“, personal communication
3. *K P Singh and C Blessing*. How the pool storage industry keeps its head well above water. NUCLEAR ENGINEERING INTERNATIONAL Vol 42 No 516 July 1997
4. *Throm, Edward D*. Regulatory Analysis for the Resolution of generic Issue 82: "Beyond Design Basis Accidents in Spent Fuel Pools", Washington, Division of Safety Issue Resolution, Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Febr.1989

4

Umweltrelevante Aspekte

INHALT

1	EINLEITUNG.....	63
2	INVENTAR AN RADIOAKTIVEN STOFFEN.....	63
3	DAS SYSTEM DER STRAHLENKONTROLLE.....	64
4	ABLUFTSYSTEM	64
5	FLÜSSIGE ABLEITUNGEN.....	65
6	ABFALLTRENNUNG UND ENTSORGUNG VON ABFALL AUS DEM AKW	65
7	KONDITIONIERUNG DER RAA.....	66
8	STRAHLENSCHUTZ	66
8.1	Schutz der MitarbeiterInnen des KKW im Falle eines Unfalls	66
8.2	Schutz der Bevölkerung im Falle eines Unfalls.....	66
9	SICHERHEITSRISIKEN.....	68
10	AUSWIRKUNGEN SCHWERER UNFÄLLE.....	70
	UNFALLSZENARIO 1.....	71
	UNFALLSZENARIO 2.....	73

1 EINLEITUNG

Aus der Aufzählung und Beschreibung der Änderungen, die der UVP unterzogen werden, ist nicht ersichtlich inwiefern diese, mit den in verschiedenen Audits Internationaler Organisationen vorgeschlagenen, zusammenhängen. Man kann z. B. nicht entnehmen, ob alle im tschechischen Bericht zur Nuclear Safety Convention aufgelisteten 60 Design Änderungen Gegenstand der UVP sind. Überhaupt nicht diskutiert wird, ob alle wesentlichen Sicherheitsmängel, wie sie in den internationalen Audits kritisiert wurden, durch die bisher erfolgten Umbauten tatsächlich behoben wurden. Der jüngste WENRA Report¹ führt zumindest einige Probleme an, deren Beseitigung bis zum Beginn des Probetriebs in Temelin nicht erfolgt war, bzw. Maßnahmen, deren Effektivität erst nachzuweisen ist.

Wie WENRA berichtet wurde in Temelin Anfang der 90er Jahre eine erste PSA durchgeführt (Stufe 1 und 2). Diese Ergebnisse wurden der Planung des Umbauprogramms für das AKW zugrundegelegt. Ein Update der PSA sei derzeit in Arbeit, schreibt die WENRA.

In der vorliegenden Dokumentation wird auf die Ergebnisse der PSA überhaupt nicht eingegangen, auch fehlt eine Diskussion der Wirksamkeit der technischen Verbesserungen in Hinblick auf die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten großer Unfälle.

Es wird weder die ermittelte Häufigkeit für Kernschmelzunfälle (CMF²) angegeben, noch die Zielwerte, die durch die Änderungen erreicht werden sollen. Auch werden die Beiträge bestimmter auslösender Ereignisse zur CMF vor bzw. nach der Durchführung der PSA nicht vorgestellt – obwohl dies doch ein guter Weg wäre, den Gewinn an Sicherheit durch die vorgenommenen Rekonstruktionen zu belegen.

Die Dokumentation enthält sehr wenig konkrete Daten und lässt daher sehr viele Fragen offen.

2 INVENTAR AN RADIOAKTIVEN STOFFEN

Der neue **Reaktorkern** wird insofern dargestellt, als dass er von der Firma Westinghouse gelieferten Brennstoff enthält, statt 3 Jahren 4 Jahre im Reaktor verbleiben soll und einen maximalen Abbrand von 60 MWd/kg erreichen kann. Darauf, dass sich dadurch die Zahl abgebrannter Brennstäbe verringert wird hingewiesen, auf die Erhöhung des radioaktiven Inventars im Kern hingegen nicht !

Das radioaktive Inventar im AKW wird darüber hinaus auch durch die **Kompaktlagerung** der abgebrannten Brennstäbe vergrößert.

Beides kann bei der Beurteilung der potentiellen Auswirkungen durch Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt bei externen Ereignissen wie z. B. Erdbeben nicht vernachlässigt werden.

Ein Inventar des neuen Kerns wäre ein wesentlicher Baustein zur Beurteilung potentieller Umweltwirkungen.

¹ WENRA: Nuclear Safety in EU candidate countries, October 2000.

² core melt frequency

3 DAS SYSTEM DER STRAHLENKONTROLLE

Hinsichtlich der Messsysteme wird vorgestellt, dass das ursprüngliche polnisch-sowjetische System durch eines des Firmenkonsortiums Westinghouse und Sorrento Electronics ersetzt wurde. Es wird der Eindruck vermittelt, dass dieses, weil es ein westliches System ist, schon per se besser sei, sodass es überflüssig ist etwaige Details zu beschreiben.

Nicht dargestellt wird, worin die Verbesserungen bestehen. Kapitel C.IV gibt nur einen kursorischen Überblick über das Strahlenmonitoring (RMS) und enthält keine detaillierte Darstellung davon, welche Messgrößen an welchen Punkten überwacht werden, wie die Daten weitergeleitet und verarbeitet werden, wo kontinuierlich gemessen wird, welche Nachweisgrenzen für Emissionen vorgesehen sind, welche Warnschwellen und welche Maßnahmen nach Überschreiten von Warnschwellen erfolgen. In beruhigender Weise informiert uns Kapitel A beispielsweise, dass das neue System auch eine Überwachung der gasförmigen Emissionen aus den Abluftkaminen ermöglicht, die den Anforderungen der Behörden genügt.

Auch Probenahme und Gammaskopie sind als Teil des neuen RMS vorgesehen.

Das Monitoringprogramm – zweifellos ein bedeutender Teil der Maßnahmen zur Prävention und Minimierung der Umweltauswirkungen – wird wie praktisch alles in dieser Dokumentation - nur oberflächlich beschrieben.

Wesentliche Informationen zur Bewertung der Wirksamkeit des Systems fehlen:

- Zahl und örtliche Verteilung der ortsfesten Messstationen und der Probenahmepunkte
- technische Daten des Messsystems (Methoden, Nachweisgrenzen ...)
- Aufzeichnung und Information über die Ergebnisse der Überwachung
- Definition der Warnschwellen und Maßnahmen

4 ABLUFTSYSTEM

Auch hier fehlen wesentliche Daten, die zur Beurteilung der Umweltwirkung nötig sind. Immerhin wird versichert, dass das System mit einer Filterstation ausgerüstet ist. Laut Dokumentation handelt es sich um „sehr wirksame Filter“, die Aerosole und Iodisotope zurückhalten. Auch in Kapitel C.IV werden die Filterstrecken nur qualitativ beschrieben, die Verzögerungsstrecke hingegen gar nicht. Auch von einer Reservestrecke ist die Rede, ob diese identisch mit den anderen ist, wird nicht diskutiert. Rückhaltefaktoren für verschiedene Betriebszustände sind nicht angeführt. In Kapitel B.II wird die projektierte Jahresableitung aus den Abluftkaminen beider Reaktorblöcke und dem Kamin des BAPP dargestellt. Die Gesamtaktivität wird in Tabelle 31 mit $1,6 \cdot 10^{15}$ Bq/a angegeben und entspricht etwa den Werten wie sie auch in den Unterlagen für andere WWER 1000 (K2/R4) angegeben sind. Im Text heißt es, dass die erwartete Betriebsaktivität um einiges niedriger sein wird – allerdings ohne detaillierte Begründung. Grenzwerte für die gasförmigen Emissionen sind nicht erwähnt. Ebenso gibt es keine Abschätzung der aufgrund der Emissionen zu erwartenden Dosisbelastung.

Wo und mit welchen messtechnischen Verfahren die Kontrolle der Emissionen erfolgt ist der Dokumentation nicht zu entnehmen, auch nicht welche Grenzwerte zu welchen Eingriffen in den Betriebsablauf führen.

5 FLÜSSIGE ABLEITUNGEN

Kapitel B.II.5 versichert an allererster Stelle, dass die technologischen Veränderungen „zu keiner Veränderung des Radionuklidinventars, das in die Umwelt abgeleitet wird,“ führen.

Beschrieben wird die Verlagerung der Tritiumemission aus dem Medium Luft ins Medium Wasser. Der Großteil der Tritiumemissionen des AKW stammt aus dem Überbilanzwasser, das im ursprünglichen Projekt in den Kühlbecken verdampft und somit in die Luft emittiert würde. Die Änderungen bewirken, dass das Überbilanzwasser mit dem übrigen nichtaktiven Abwasser des AKW ins Oberflächengewässer abgelassen wird.

Das gereinigte Abwasser aus dem AKW darf mit einer Konzentration von 10^4 Bq/l Tritium und 21 Bq/l (Betagesamtaktivität außer Tritium) ins Abwasserbecken eingeleitet werden. Von dort gelangt es nach weiterer Verdünnung, die im Durchschnitt eine Aktivitätskonzentration von 0,1 Bq/l gewährleistet in die Moldau. Die jährliche Ableitung mit dem Abwasser ist auf $1 \cdot 10^9$ Bq Beta-Gesamtaktivität ohne Tritium und $4 \cdot 10^{13}$ Bq Tritium begrenzt.

Präsentiert werden die Erwartungswerte für die Aktivitätskonzentration der geklärten Technologieabwässer, allerdings ist nicht wirklich klar auf welche Menge diese Konzentration anzuwenden ist (auf die gesamten $150\,000\text{m}^3$ oder nur auf die 3000m^3 Überbilanzwasser)

Die Dokumentation gibt an, dass die radioaktive Emission mit dem Abwasser aus dem AKW für die Bevölkerung eine Jahreseffektivdosis von $0,16 \infty\text{Sv}$ bzw. bei zwei Blöcken $0,32 \infty\text{Sv}$ nicht überschreiten wird.

6 ABFALLTRENNUNG UND ENTSORGUNG VON ABFALL AUS DEM AKW

Die Abfalltrennung führt dazu, dass radioaktiver Abfall der dem Freisetzungskriterium genügt (Aktivität $< 0,3 \text{ kBq/kg}$ und 3 kBq/m^2) als inaktiv entsorgt werden. Solcher Abfall darf wiederverwertet werden (Metalle), der Rest wird auf der Deponie in Temelinec deponiert. Der Erwartungswert für diese Abfallmenge ist 68 t mit einer Gesamtaktivität von **40 GBq**. Ob es ein jährliches Limit für die Gesamtaktivität oder die Masse gibt, die auf diesem Weg „entsorgt“ werden kann, geht aus der Dokumentation nicht hervor.

Die für die inaktiven Schlämme vorgesehene Deponie in Temelinec ist Gegenstand von baulichen Veränderungen. In Beilage 1 Punkt 1 wird der Deponiestandort kursorisch beschrieben (Durchlässigkeit des Untergrunds: 10^{-8}m/s). Zusätzliche Maßnahmen werden nicht beschrieben. Die österreichische Deponieverordnung (ÖDVO) gibt als Voraussetzung für einen Deponiestandort an, dass ein Untergrund vorhanden sein muss mit einer Durchlässigkeit von nicht größer als 10^{-7}m/s bei einer Mindestmächtigkeit dieser Schicht von 5m. Bei nur 3m Mächtigkeit wird eine Durchlässigkeit von höchstens 10^{-8}m/s und zusätzlich bauliche Maßnahmen vorgeschrieben. Angaben über die Mächtigkeit der beschriebenen Schicht fehlen. Es heißt aber, dass auf die Folienabdichtung verzichtet wurde. Unter Punkt 36 ist wiederum von der Verbesserung der Schlammdeponie Temelinec entsprechend der neuen Gesetze die Rede:

Es wird eine Abdichtung erwähnt. Angaben über deren Gestaltung sind nicht vorhanden. Der Transport des Schlammes über eine Rohrleitung (Punkt 12) lässt den Schluss zu, dass es sich um einen pastösen Schlamm handelt. Laut ÖDVO dürfen solche Abfälle nicht deponiert werden, wenn die Standfestigkeit des Deponiekörpers nicht gegeben ist oder wenn die Funktionsfähigkeit des Deponiebasinentwässerungssystems beeinträchtigt wird. Weiters wird die Errichtung einer getrennt abgesicherten Deponie TKO (für den Bedarf des KKW Temelin) erwähnt. Nähere Angaben über deren Gestaltung werden keine gemacht.

7 KONDITIONIERUNG DER RAA³

In Beilage 1 der Dokumentation werden unter Punkt 41 Änderungen im BAPP und der Kläranlage für die radioaktiven Medien beschrieben. Am Ende einer langen Liste von „Änderungen bei der Behandlung der RAA“ heißt es abschließend: „Einige dieser Änderungen waren Gegenstand einer eigenen UVP“. Welche das waren, ist nicht kenntlich gemacht.

Hinsichtlich der Lüftungstechnik wird darüberhinaus noch ausgeführt, dass ein neues zentrales Filtersystem für das BAPP die sowjetische Entlüftungsanlage ersetzen soll. Dieses geplante Filtersystem soll eine höhere Filterwirkung haben und auch Jod und Jodverbindungen zurückhalten können. Die neuen Filter haben Filterfaktoren von 90% (Methyljodid) bis 99,9% bei Aerosolen.

Aus den technologischen Veränderungen der Behandlung der radioaktiven Wässer des AKW ergibt sich hinsichtlich der Umweltwirkungen eine Verschiebung zwischen den Medien Luft und Wasser. Gegenüber der ursprünglichen Variante verringern sich die Abgaben an Tritium in die Umgebungsluft, während sich die Abgaben ins Oberflächenwasser um diesen Wert erhöhen (16-17 TBq/Jahr) [Beilage 1].

8 STRAHLENSCHUTZ

8.1 Schutz der MitarbeiterInnen des KKW im Falle eines Unfalls:

Strahlenexponierte Arbeitskräfte dürfen nach Kapitel C.IV.1 im Normalfall 50 mSv Effektivdosis pro Jahr und 100 m Sv pro 5 Jahre erhalten, im Falle eines Unfalls jedoch bis zum Zehnfachen dieser Werte.

Laut EU 96/29⁴ sollen jedoch bei dauerhaften radiologischen Notstandssituationen die oben genannten Dosisgrenzwerte für Interventionen ausreichend sein. Die Erlaubnis der zehnfachen Dosis scheint daher zu hoch.

8.2 Schutz der Bevölkerung im Falle eines Unfalls:

Laut C.IV.1. gelten für *"Andere Personen und Mitarbeiter außerhalb OHO"*⁵ folgende Grenzwerte für das Ausführen von Schutzmaßnahmen (bezogen auf 8 Stunden):

5 mSv (Schutzraum)

5 mSv (Iodidprophylaxe)

5 mSv (Evakuierung)

Unklar ist, ob diese Dosis eine Erwartungsdosis ist und welche Annahmen in die Abschätzung einfließen.

³ Radioaktive Abfälle

⁴ Richtlinie 96/29/Euratom des Rates vom 13.5.1996 zur Festlegung der grundlegenden Sicherheitsnormen für den Schutz der Gesundheit der Arbeitskräfte und der Bevölkerung gegen die Gefahren durch ionisierende Strahlungen.

⁵ OHO = Havarieorganisation

Iodidprophylaxe:

Ab einer Dosis von 5 mSv (bezogen auf 8 Stunden) soll die Iodidprophylaxe durchgeführt werden.

Im Vergleich zu den österreichischen Rahmenempfehlungen⁶ ist dieser Grenzwert zu hoch. In Österreich wird die Iodidprophylaxe für die Bevölkerung ab einer Erwartungsdosis von 2,5 mSv im ersten Jahr (!) nach dem Unfall (entspricht Stufe II) für Kinder und Jugendliche bis 16 Jahre und ab 25 mSv für alle Personen empfohlen (entspricht Stufe III).

Schutzraum:

Ab 5 mSv (bezogen auf 8 Stunden) sollen andere Personen als die Havarieorganisation sich im Schutzraum aufhalten (wahrscheinlich bevor sie evakuiert werden können, da ja ab 5 mSv eigentlich schon evakuiert werden sollte). In C.V.1.1. steht jedoch, dass als Richtwert für den Aufenthalt im Schutzraum die verhinderte Effektivdosis von 10 mSv (über 2 Tage) gelten soll. Dies würde – umgerechnet auf 8 Stunden – eine Effektivdosis von 1,7 mSv ergeben, nicht von 5 mSv. Sollte nicht dann bereits ab 1,7 mSv (bezogen auf 8 Stunden) ein Schutzraum aufgesucht werden müssen?

Evakuierung:

Ab 5 mSv (bezogen auf 8 Stunden) soll evakuiert werden. In C.V.1.1. heißt es jedoch, dass die Bevölkerung ab 50 mSv evakuiert werden soll, bzw. dass der Richtwert *„für die Evakuierung die verhinderte Effektivdosis 100 mSv bei einer Evakuierungsdauer von mehr als einer Woche“* ist. 5 mSv bezogen auf 8 Stunden entspricht bei einer Umrechnung auf 7 Tage in etwa diesen 100 mSv.

Wann wirklich evakuiert wird, wenn eine Dosis von 100 mSv absehbar ist oder bereits bei einer Dosis von 50 mSv, ist unklar.

In Österreich wird die Evakuierung bestimmter kritischer Bevölkerungsgruppen ab Stufe III (Erwartungsdosis ab 25 mSv im ersten Jahr) empfohlen. Das würde dafür sprechen, eine eventuelle Evakuierung (unter der Annahme, dass sie 7 Tage lang dauert) schon bei deutlich geringerer Dosis anzusetzen.

Die Beziehungen der verschiedenen Schutzmassnahmen zueinander sind aus dem Text der Dokumentation nicht zu entnehmen (zeitliche Abfolge, Entscheidungskriterien).

Die „verhinderte Effektivdosis“, die durch eine Schutzmaßnahme erreicht werden kann, ist zweifellos ein sinnvolles Entscheidungskriterium – erfordert aber doch bereits einen großen Überblick über die Situation und es kann daher relativ lange dauern, eine solche Entscheidung zu treffen. An keiner Stelle der Dokumentation haben wir Angaben gefunden wie dieses Kriterium operationalisierbar gemacht wird. In Österreich werden die Warnpegel des Strahlenfrühwarnnetzes (DL-Messungen) als Auslösekriterium für die ersten Schutzmaßnahmen verwendet. Dies ist deshalb wichtig, weil erste Maßnahmen auch oft von Verwaltung und Politik zu treffen sind.

⁶ Rahmenempfehlungen für die Festlegung und Durchführung von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung vor ionisierender Strahlung in Fällen großräumiger radioaktiver Verunreinigung. Forschungsberichte des Bundesministeriums für Gesundheit, Sport und Konsumentenschutz, Sektion III.

9 SICHERHEITSRISIKEN

Die Beschreibung der Sicherheitsrisiken ist Inhalt von Kapitel C.V der Dokumentation zur UVP. Dieses Kapitel enthält, so die Autoren der Dokumentation, eine gekürzte Darstellung der Sicherheitsanalysen, wie sie im POSAR⁷ enthalten sind. Die Darstellung wird ohne Kommentar und Bewertung übernommen, da „die Quantifizierung des Risikos Gegenstand des Sicherheitsberichts“ und „die Bewertung der Tolerierbarkeit des Risikos...Teil des Genehmigungsprozesses“ ist.

Das Ergebnis dieser inhaltlichen „Enthaltbarkeit“ ist, dass dieses Kapitel sehr allgemeine Angaben macht und über weite Strecken den Text von Vorschriften und Gesetzen referiert.

In C.V.1.2. wird eine sehr allgemeine Einteilung der analysierten Störfälle nach ihrer Eintrittshäufigkeit (zwischen Normalbetrieb, mäßig, gering und begrenzend beschrieben. Quantitative Angaben zu den Eintrittswahrscheinlichkeiten werden nicht gemacht.

Eine Unterscheidung zwischen Auslegungsstörfall und darüber hinausgehenden Unfällen wird nicht getroffen, heißt es am Beginn des Kapitels, die nachfolgende Beschreibung der Kategorie IV widerspricht dieser Aussage, denn dort heißt es „Das sind die ungünstigsten Unfälle, für die das Projekt ausgelegt sein muss ...“; Die referierten Sicherheitsanalysen beweisen dann, dass auch bei diesen Unfällen die Strahlenbelastung der Bevölkerung die von der Strahlenschutzgesetzgebung vorgeschriebenen Grenzwerte für Unfälle nicht überschreitet.

Aus der zusammenfassenden Darstellung der Sicherheitsanalysen geht hervor, dass hinsichtlich der Auslegungsstörfälle die Umweltauswirkungen durch zwei Ereignisse abgedeckt werden können:

1. beidseitiger Abriss einer Frischdampfleitung (Austrittsfläche 0,275 m²)
2. beidseitiger Bruch des kalten Strangs einer Kühlmittelschleife (Austrittsfläche 0,1 m²)

Für diese beiden Ereignisse wird laut Dokumentation im POSAR gezeigt, dass die Strahlenfolgen unter den erlaubten Grenzwerten bleiben:

- Effektivdosis (berechnet auf 50 Jahre) < 12,5 mSv inkl. Ingestion für Ereignisse der Kategorie II – abgedeckt durch den Abriss der Frischdampfleitung,
- Effektivdosis (berechnet auf 50 Jahre) < 50 mSv exkl. Ingestion für Ereignisse der Kategorie III,

jeweils an der Schutzzonengrenze.

Aus den vorliegenden Dokumenten ist nicht ersichtlich, welche Parameter der Berechnung der Strahlenbelastung zugrundegelegt wurden. Nach C.V.1 „gehen (die Analysen) von sehr konservativen Annahmen aus ... (ungünstige Wetterlagen, keine Schutzmaßnahmen). **Die bisher vorliegenden Teile des POSAR (Beilage 2 zum Gutachten zur UVP I „Gebäude der RAA) belegen nicht, dass hier konservative Annahmen getroffen wurden. Im Gegenteil lassen sie Zweifel an der Qualität von Berechnung und Dokumentation der Dosisbelastung aufkommen, was die folgenden zwei Beispiele aus der UVP zum Gebäude der Verarbeitung der RAA belegen.**

⁷ Vorläufiger Sicherheitsbericht

Störfallanalyse Verarbeitung RAA

Hinsichtlich der Analyse der Störfälle im Gebäude der Verarbeitung der RAA liegen derzeit unterschiedliche Varianten vor, da in der Dokumentation zur UVP-I, in der Beilage 2 dazu, im Auszug aus dem POSAR, der als Beilage dem Gutachten beiliegt und in der Dokumentation zur UVP II dieselben Störfälle mit unterschiedlichen Annahmen untersucht werden.

Brand in der Bituminierungslinie

Da das Karussell der Bitumenmischanlage 16 Fässer fasst, betrachtet die Dokumentation zu UVP I eine Brandlast von 16 Fässern (konservative Annahme). POSAR und die Dokumentation zur UVP II ziehen hingegen nur 10 Fässer in Betracht. In der UVP I und in der zugehörigen Beilage 2 sind keine näheren Angaben zur Ausbreitungsrechnung enthalten. Im POSAR wird die Ingestionsdosis berechnet, ohne dass Niederschläge unterstellt werden. **Diese Annahmen sind keinesfalls konservativ!**

	Dokumentation UVP I	UVP I Beilage 2	Gutachten: Beilage 2 (POSAR)	Dokumentation UVP II
Zahl der Fässer	16	16	10	10
freigesetzte Gesamtaktivität in Bq	$3,4 \cdot 10^{12}$	$3,4 \cdot 10^{12}$	$2,1 \cdot 10^{12}$	ca. 10^{12}
Rückhaltefaktor	10^5	10^4	10^5	10^5
Emission aus Abluftkamin BAPP				
Gesamtaktivität in Bq	$3,4 \cdot 10^7$	$3,4 \cdot 10^8$	$1,6 \cdot 10^7$	
Cs-137 in Bq	$2,4 \cdot 10^7$	$2,4 \cdot 10^8$	$4,8 \cdot 10^6$	ca. 10^7
Effektivdosis Sv	$2 \cdot 10^{-5}$	-	$2 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-8}$
Wetterkategorie			F	
Niederschläge			keine	

Die Ergebnisse unterscheiden sich um bis zu 3 Größenordnungen !!

Richtig ist zwar, dass alle errechneten Dosisbelastungen unter den zulässigen Grenzwerten liegen, aber die gravierenden Unterschiede beweisen, dass es nicht genügt die Ergebnisse von Berechnungen vorzulegen. Die Offenlegung aller Berechnungsgrundlagen und Annahmen ist nötig um Vertrauen zu den Ergebnissen zu schaffen, wenn diese soweit auseinanderliegen.

Beschädigung der Becken für radioaktives Konzentrat

Betrachtet wird jener Fall bei dem die Leckage ins Oberflächenwasser freigesetzt wird. Dieser Fall ist wesentlich für die Untersuchung, da in der UVP I Iod-131 vernachlässigt wird, was bei einer Freisetzung von Material aus den Abkling- und Konzentratbecken des BAPP dann nicht gerechtfertigt werden kann, wenn die Freisetzung ins Oberflächenwasser in kurzer Zeit erfolgt (Annahme 100h). Auch hier sind die Unterschiede in der berechneten Dosisbelastung beträchtlich, wenn auch die Ergebnisse unter den Grenzwerten liegen.

	Dokumentation UVP I	Gutachten: Beilage 2 (POSAR)	Dokumentation UVP II
Zahl der Behälter	4	4 (+1 Reserve)	
Füllvolumen m ³	400	320 (+200)	320
Konzentration			
Gesamtaktivität Bq/l	1,55 10 ⁷	3,7 10 ⁷	
Cs-137 Bq/l	4,40 10 ⁶	4,4 10 ⁶	
I-131 Bq/l	-	1,2 10 ³	
freigesetzte Gesamtaktivität in Bq	6,2 10 ¹²	1,2 10 ¹³ (1,9 10 ¹³)	
Effektivdosis Sv	1 10⁻⁴	2,8 10⁻⁴ (4,6 10⁻⁴)	5,7 10⁻⁴

10 AUSWIRKUNGEN SCHWERER UNFÄLLE

Die Havarieplanungszone wurde innerhalb eines Radius von 13 km festgesetzt. Laut Kapitel C.V.3. kommt es auch im ungünstigsten Fall an der Schutzzonengrenze zu einer maximalen Effektivdosis von 50 mSv (ohne Ingestion). Die Festlegung dieser Zone ist fragwürdig, da wie oben gezeigt, die Dosisberechnungen widersprüchlich und nicht nachvollziehbar sind.

Aufgrund der UVP-Dokumentation lässt sich weder nachvollziehen, dass in den vorgestellten Auslegungstörfällen eine Beschädigung des Reaktorkerns ausgeschlossen werden kann, wesentliche Daten zur Beurteilung der Dosisabschätzung wie z. B. die Quellterme fehlen.

Die Folgen von Unfällen, für die das AKW nicht ausgelegt ist, werden nicht betrachtet – obwohl man auch in Temelin nicht davon ausgehen kann, dass Kernschmelzunfälle grundsätzlich ausgeschlossen werden können.

Bei schweren Unfällen mit Beschädigung des Reaktorkerns muss sowohl eine höhere Dosis erwartet werden, als auch eine weiträumige Verteilung der Radionuklide, weshalb für schwere Unfälle nicht ausgeschlossen werden kann, dass auch Gebiete außerhalb des Radius von 13 bzw. 30 km kontaminiert werden könnten. Diese Ansicht wird bestärkt durch die Begründung für die Standortwahl in C.V.2.9. **„Außerdem ist der Standort günstig in Hinblick auf die meteorologischen Verteilungsbedingungen, da er auf einer der Höhenlage im Hügelgebiet liegt.“ – was nur so zu verstehen ist, dass die Lage des AKW zur großräumigen Verbreitung und damit Verdünnung etwaig austretender Schadstoffe beiträgt.**

Da uns keine konkreten Daten vorliegen auf deren Basis eine Analyse der Folgen eines Kernschmelzunfalls in Temelin möglich wäre, verwenden wir eine Risikoanalyse der bulgarischen Akademie der Wissenschaften für den Reaktor Kozloduy-5⁸.

Betrachtet werden zwei verschiedene Unfallszenarien. Szenario 1 ist ein Kernschmelzunfall infolge Ausfalls der Kühlung mit anschließendem Hochdruckversagen des Containments.

Szenario 2 ist ein Kernschmelzunfall infolge Abriss von zwei Dampferzeugerrohren, die Freisetzung erfolgt über das Sicherheitsventil (containment bypass). Dieser Unfall liefert entsprechend der PSA für Temelin den größten Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit .

⁸ Kozloduy-5 ist ein älterer WWER 1000 Reaktor, der bisher allerdings keiner gründlichen Rekonstruktion unterzogen wurde.

Für die Ausbreitungsrechnung wird ein realistisches Modell verwendet, das die räumliche und zeitliche Veränderung der Windrichtungen und –geschwindigkeiten sowie den Niederschlag berücksichtigt. In einer Studie hat das IMP⁹ 88 meteorologische Situationen über das Jahr 1995 verteilt in Hinblick auf die potentiellen Auswirkungen schwerer Unfälle in Temelin untersucht. Mehr als 50 % der Fälle zeigen einen Transport der verseuchten Luftmassen nach Österreich.

Bei typischen Windgeschwindigkeiten von 2 bis 3 m/s in Bodennähe dauert es 5 bis 8 Stunden, bis die radioaktive Wolke Österreich erreicht.

Für die Darstellung der möglichen Folgen der beiden ausgewählten Unfallszenarien wurde die Wetterlage vom 3/4. März 1995 gewählt. In dieser Nacht gab es einen massiven Kaltlufteinbruch (Nordströmung), die Temperatur sank von um die 10° auf um die 0°C. Im Zuge des Kaltluftdurchgangs und anschließend daran kam es verbreitet zu Niederschlägen.

Als Ergebnis der Ausbreitungsrechnung zieht sich in allen Fällen, dass manche Gebiete in Österreich sehr stark kontaminiert würden und zumindest Gefährdungsstufe III erreicht würde. Gefährdungsstufe III bedeutet ein allgemeines Aufenthaltsverbot im Freien, möglichst Aufenthalt in schützenden Räumlichkeiten (Schutzräume, Keller), Dekontamination vor Betreten der Wohnräume, Notversorgung durch Einsatztrupps.¹⁰

UNFALLSZENARIO 1:

Kernschmelzunfall infolge Ausfall der Kühlung mit anschließendem Hochdruckversagen des Containments

Annahmen für den Quellterm [I.D. Iordanov, 1996¹¹]:

- Beginn der Freisetzung nach 5 Stunden
- Freisetzungsdauer 1,5 Stunden
- Freisetzungshöhe: 0-100 m
- freigesetzte Energie 1757 kW

freigesetzter Anteil des Kerninventars

Nuklidgruppe	Anteil in %
Xe/Kr	80
Iod	20
Cs	20
Te	30
Sr	2
Ru	3
La	0,3
Ce	0,3
Ba	2

⁹ Institut für Meteorologie und Physik

¹⁰ ¹⁰ Rahmenempfehlungen für die Festlegung und Durchführung von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung vor ionisierender Strahlung in Fällen großräumiger radioaktiver Verunreinigung. Forschungsberichte des Bundesministeriums für Gesundheit, Sport und Konsumentenschutz, Sektion III.

¹¹ I.D. Iordanov: Risk Analysis for the Kozloduy Nuclear Power Plant (Unit 5) in Probabilistic Safety Assessment and Management' 96 ESREL 96 – PSAM III June 24-28 1996, Crete, Volume 3

Beginn der Freisetzung: 3. März 1995, 20 Uhr

Mit dieser Wetterlage ergibt sich das folgende Bild:

Schwerer Unfall im AKW Temelin (Szenario 1) Errechnete Deposition [kBq/m² Cäsium 137]

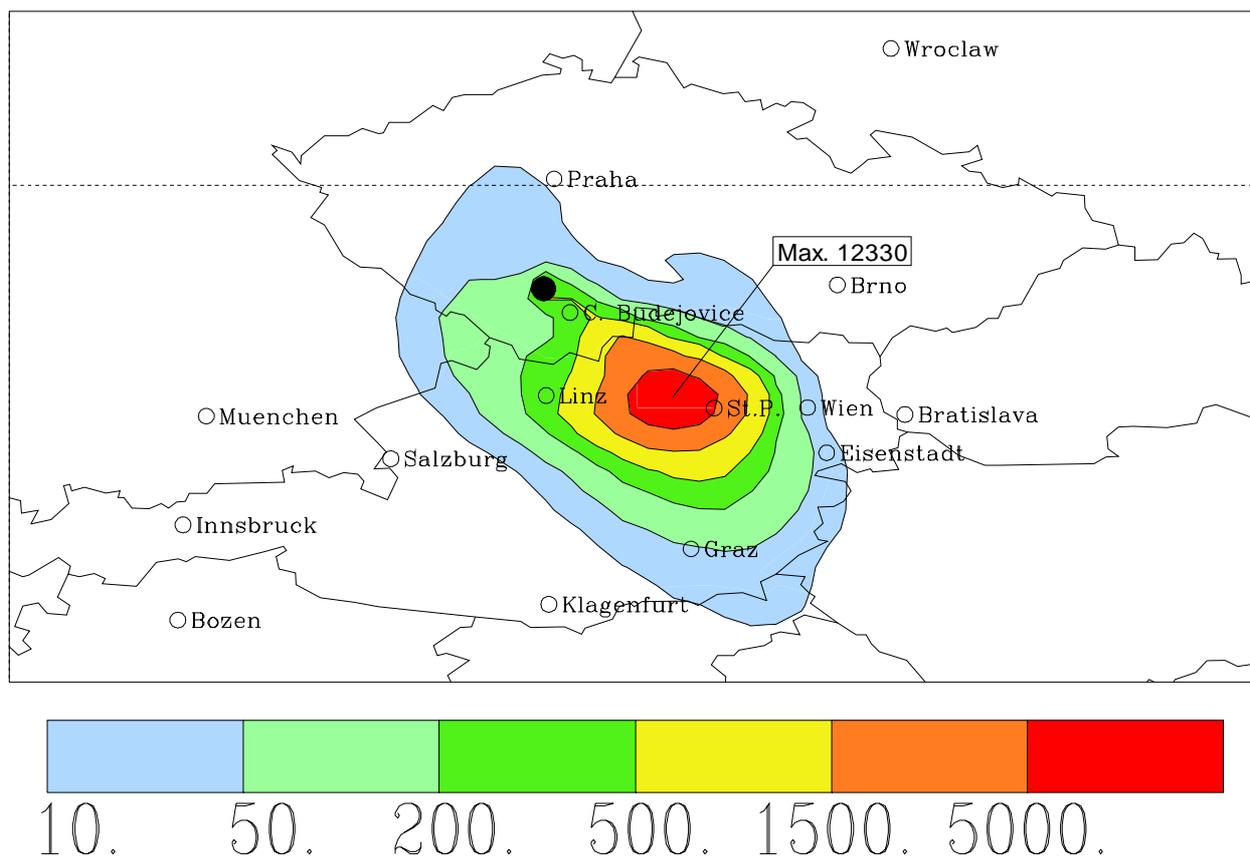


Abbildung 1: Unfallszenario 1

● = AKW Temelin

UNFALLSZENARIO 2

Das zweite Unfallszenario, dessen Auswirkung analysiert wird, ist ein Kernschmelzunfall infolge Abriss von zwei Dampferzeugerheizrohren, die Freisetzung erfolgt über das Sicherheitsventil (containment bypass). Szenario 2, und 3 gehen beide vom selben Quellterm aus nur der Zeitpunkt des Unfalls wird unterschiedlich angenommen.

Unfallszenario 2: Kernschmelzunfall durch infolge Abriss von zwei Dampferzeuger-rohren, offenstehendes Sicherheitsventil (containment bypass)

Annahmen für den Quellterm [I.D. Iordanov, 1996¹²]:

Beginn der Freisetzung nach 2 Stunden
 Freisetzungsdauer 1 Stunde
 Freisetzungshöhe: 0-50 m
 freigesetzte Energie 0 kW

Freigesetzter Anteil des Kerninventars

Gruppe	Anteil in %
Xe/Kr	100
Iod	10
Cs	10
Te	10
Sr	1
Ru	1
La	0,1
Ce	0,1
Ba	1

Beginn der Freisetzung

Abbildung 2: 3. März 1995, 20:00 Uhr

Abbildung 3: 4. März 1995, 00:00 Uhr

¹² I.D. Iordanov: Risk Analysis for the Kozloduy Nuclear Power Plant (Unit 5) in Probabilistic Safety Assessment and Management' 96 ESREL 96 – PSAM III june 24-28 1996, Crete, Volume 3

Schwerer Unfall im AKW Temelin (Containment Bypass) Errechnete Deposition [kBq/m² Cäsium 137]

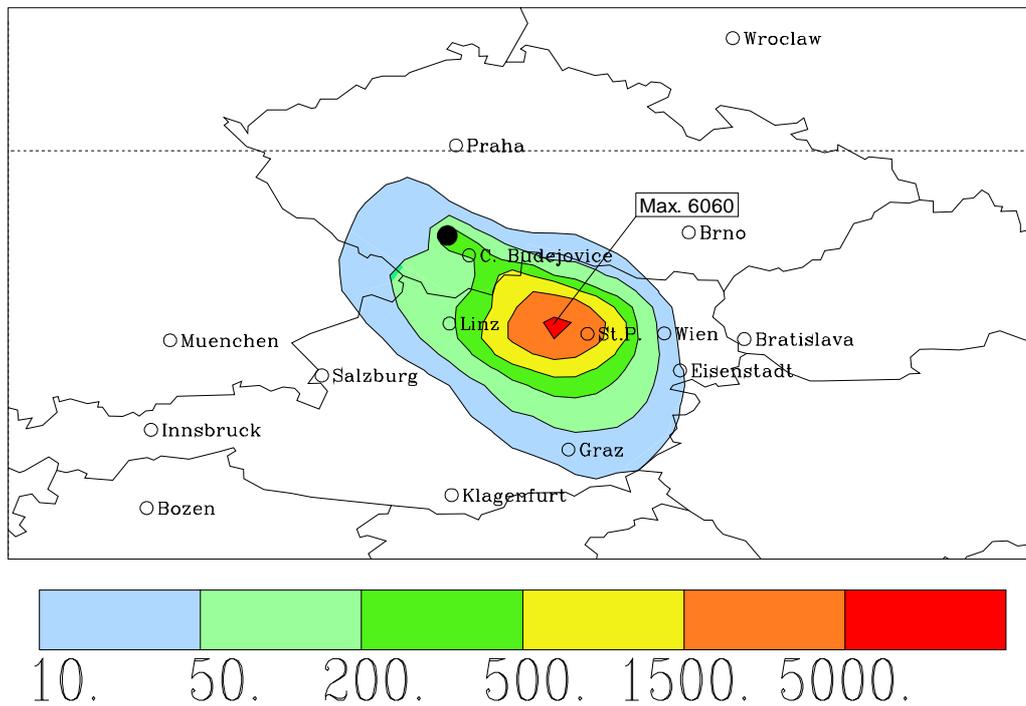


Abbildung 2: Zeitpunkt der Freisetzung: 3. März 1995, 20:00 Uhr; ● = AKW Temelin

Schwerer Unfall im AKW Temelin (Containment Bypass) Errechnete Deposition [kBq/m² Cäsium 137]

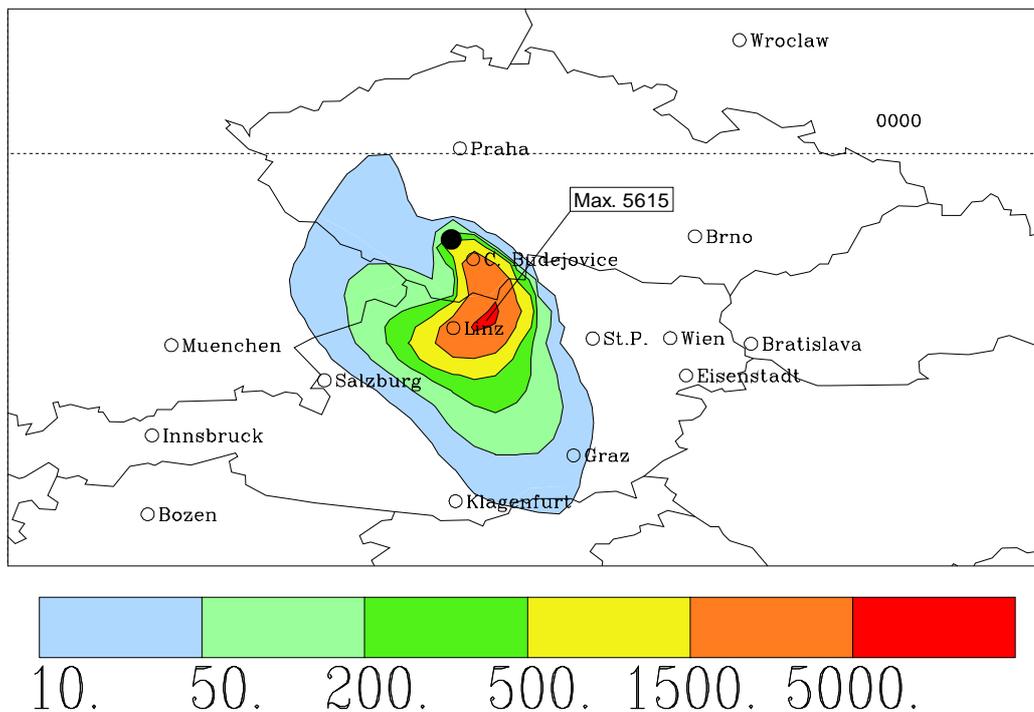


Abbildung 3: Zeitpunkt der Freisetzung: 4. März 1995, 00:00 Uhr; ● = AKW Temelin

Die vorgestellten Szenarien zeigen, dass auch eine Verseuchung großer Gebiete außerhalb der 30 km Zone bei einem schweren Unfall nicht ausgeschlossen werden kann. Dargestellt wird jeweils die errechnete Bodenbelastung mit Cs-137, die sich bei einem Ferntransport der radioaktiven Stoffe bei einer Wetterlage, wie sie in der Nacht vom 3./4. März 1995 aufgetreten ist, ergeben würde.

In Gebieten mit einer Belastung von über 1500 kBq/m² wurde die Bevölkerung in Weißrussland 1986 umgesiedelt. In Gebieten mit mehr als 555 kBq/ m² wurde die Lebensqualität der Bevölkerung durch die Beschränkungen stark beeinträchtigt (z.B. Restriktionen bezüglich der Verwendung lokaler Lebensmittel, Restriktionen für den Aufenthalt im Freien ..)

Die Begrenzung der Havarieplanungszone auf 13 km ist daher völlig unzureichend. Selbst eine Zone von 30 km ist nicht ausreichend. Aufgrund der Erfahrungen von Tschernobyl muss ein viel umfassenderer Katastrophenschutz vorgesehen werden.

Je größer die Bevölkerungsgruppe ist, für die eine mögliche Evakuierung vorgesehen werden muss, desto mehr Zeit wird die Evakuierung in Anspruch nehmen. Allein in Ceske Budejovice leben über 100.000 EinwohnerInnen, innerhalb der 30 km Zone leben über 200.000 Menschen.

Da im Falle eines schweren Unfalls auch Österreich betroffen sein kann, muss auch Österreich Vorkehrungen für das (zweifelloso geringe) Risiko treffen, dass es im AKW Temelin einen schweren Unfall gibt.

Abbildungsverzeichnis:

Abbildung 1: Unfallszenario 1	72
Abbildung 2: Unfallszenario 2	74
Abbildung 3: Unfallszenario 3	74

Anhang
Autoren

AUTOREN

KAPITEL 2

Christian BAUMGARTNER Bundesministerium für Umwelt, Jugend und Familie
Stubenbastei 5
A-1010 Wien, Österreich
Tel. ++43-1-51522-2116
Fax ++43-1-5131679-1017
e-mail: christian.baumgartner@bmu.gv.at
www: <http://www.bmu.gv.at>

Franz MEISTER Umweltbundesamt GmbH
Spittelauer Lände 5
A-1090 Wien, Österreich
Tel. ++43-1-31304-3740
Fax ++43-1-31304-3700
e-mail: meister@ubavie.gv.at
WWW : <http://www.ubavie.gv.at>

KAPITEL 3

KOORDINATOR

Wolfgang KROMP Institut für Risikoforschung der Universität Wien
Türkenschanzstraße 17/8
A-1180 Wien, Österreich
Tel. ++43-1-4277-22101
Fax ++43-1-4277-9221
e-mail: Risikoforschung@univie.ac.at
www : <http://www.irf.univie.ac.at>

AUTOREN

Irina ANDREEVA Institut für Risikoforschung der Universität Wien
Türkenschanzstraße 17/8
A-1180 Wien, Österreich
Tel. ++43-1-4277-22101
Fax ++43-1-4277-9221
e-mail: iouli.andreev@chello.at
www : <http://www.irf.univie.ac.at>

Iouli ANDREEV Institut für Risikoforschung der Universität Wien
Türkenschanzstraße 17/8
A-1180 Wien, Österreich
Tel. ++43-1-4277-22101
Fax ++43-1-4277-9221
e-mail: iouli.andreev@chello.at
www : <http://www.irf.univie.ac.at>

Helmut HIRSCH Tilsiter Str. 41
D-306571 Hannover, Deutschland
Tel. ++49-511-6063028
Fax ++49-511-6063027
e-mail: cervus@t-online.de

- Peter HOFER** Institut für Risikoforschung der Universität Wien
Türkenschanzstraße 17/8
A-1180 Wien, Österreich
Tel. ++43-1-4277-22101
Fax ++43-1-4277-9221
e-mail: Peter.Hofer@irf.univie.ac.at
www : <http://www.irf.univie.ac.at>
- Roman LAHODYNSKY** Institut für Risikoforschung der Universität Wien
Türkenschanzstraße 17/8
A-1180 Wien, Österreich
Tel. ++43-1-4277-22101
Fax ++43-1-4277-9221
e-mail: Roman.Lahodynsky@irf.univie.ac.at
www : <http://www.irf.univie.ac.at>
- Emmerich SEIDELBERGER** Institut für Risikoforschung der Universität Wien
Türkenschanzstraße 17/8
A-1180 Wien, Österreich
Tel. ++43-1-4277-22101
Fax ++43-1-4277-9221
e-mail: Emmerich.Seidelberger@irf.univie.ac.at
www : <http://www.irf.univie.ac.at>
- Steven SHOLLY** Institut für Risikoforschung der Universität Wien
Türkenschanzstraße 17/8
A-1180 Wien, Österreich
Tel. ++43-1-4277-22101
Fax ++43-1-4277-9221
e-mail: Steven.Sholly@irf.univie.ac.at
www : <http://www.irf.univie.ac.at>
- Geert WEIMANN** Austrian Research Centers Seibersdorf
A-2444 Seibersdorf
Tel. ++02254-780-3262
Fax ++02254-780-3206
e-mail: geert.weimann@arcs.ac.at
www : <http://www.irf.univie.ac.at>

KAPITEL 4

- Volkmar KLOUD** Österreichisches Ökologie-Institut für angewandte Umweltforschung
Seidengasse 13
A-1070 Vienna, Austria
Tel. ++43-1-523 61 05-0
Fax ++43-1-523 58 43
e-mail: kloud@ecology.at
www: <http://www.ecology.at>
- Gabriele MRAZ** Österreichisches Ökologie-Institut für angewandte Umweltforschung
Seidengasse 13
A-1070 Vienna, Austria
Tel. ++43-1-523 61 05-0
Fax ++43-1-523 58 43
e-mail: mraz@ecology.at
www: <http://www.ecology.at>

Petra SEIBERT
Universität für Bodenkultur
Institut für Meteorologie und Physik
Türkenschanzstraße 18
A-1180 Wien, Österreich
Tel. ++43-1-470 58 20-20
Fax ++43-1-470 58 20-60
e-mail petra.seibert@boku.ac.at
www: <http://boku.ac.at/imp>

Antonia WENISCH
Österreichisches Ökologie-Institut für angewandte Umweltforschung
Seidengasse 13
A-1070 Vienna, Austria
Tel. ++43-1-523 61 05-0
Fax ++43-1-523 58 43
e-mail wenisch@ecology.at
www: <http://www.ecology.at>

KOORDINATION

Karl KIENZL
Umweltbundesamt GmbH
Spittelauer Lände 5
A-1090 Wien, Österreich
Tel. ++43-1-31304-3730
Fax ++43-1-31304-3700
e-mail: kienzl@ubavie.gv.at
www: <http://www.ubavie.gv.at>

Franz MEISTER
Umweltbundesamt GmbH
Spittelauer Lände 5
A-1090 Wien, Österreich
Tel. ++43-1-31304-3740
Fax ++43-1-31304-3700
e-mail: meister@ubavie.gv.at
WWW : <http://www.ubavie.gv.at>