

Paks Nuclear Power Plant Ltd.

UVP – Verfahren Lebensdauerverlängerung

Kernkraftwerks Paks

**Antworten auf die Studie des Umweltbundesamts, auf die
Stellungnahmen der Bundesländer Niederösterreich, Burgenland und
Wien, Greenpeace, Global 2000, die Organisationen der Wiener Plattform
„Zukunft ohne Atomenergie“ und die Meinungsäußerungen
österreichischer Bürger**

Jänner 2006

Dr János Gadó	Ungarische Akademie der Wissenschaften, Kernenergieforschungsinstitut
Dr Ferenc Gillemot	Ungarische Akademie der Wissenschaften, Kernenergieforschungsinstitut
Dr Ferenc Horváth	Eötvös Loránd Universität, Geophysikalische Fakultät
Dr László Tóth	GeoRisk Earthquake Research Institute
Dr Márton Osztheimer	Institut für Erforschung der elektrischen Energie, Abteilung Engineering
Mrs Jánosi, Ágnes Bíró	Institut für Erforschung der elektrischen Energie, Abteilung Engineering
Mr Gábor Volent	Paks Kernkraftwerk Ltd., Industrial Safety Department
Ms Enikő Elter	Paks Kernkraftwerk Ltd., Projekt Lebensdauererlängerung
Dr Bertha Kálmán	Paks Kernkraftwerk Ltd., Rechtsabteilung
Mrs Csordás, Dr Erzsébet Kohlman	Paks Kernkraftwerk Ltd., Rechtsabteilung
Projektleiter	
Mr Ferenc Kovács	Paks Kernkraftwerk Ltd., Projekt Lebensdauererlängerung

Einleitung

Die Dokumentation 0000K00ERA00046/A mit dem Titel „Vorläufige Umweltstudie für die Lebensdauererlängerung des KKW Paks“ wurde im Februar fertig und beim Inspektorat für den Schutz von Umwelt, Natur und Wasser (Adv KTVF) für die untere Donau am 5. April 2004 eingereicht. Das Inspektorat forderte die Ergänzung von Mängeln in der Dokumentation, die das KKW dann durchführte. Nach der Genehmigung inkludierte das KKW Paks die Antworten in die genannte Dokumentation und reichte die vervollständigte Dokumentation in einer vereinheitlichten Struktur als Dokumentation 0000K00ERA00046/C beim Inspektorat ein. Diese Dokumentation wurde der Gemeinde am Kraftwerksstandort (Paks) und anderen lokalen Gemeinden zur Einsicht gegeben, die durch die Nähe zum Standort betroffen sind. Diese Dokumentation wurde auch dem für Umweltschutz zuständigen Österreichischen Ministerium übermittelt, da Österreich am 26. Jänner 2005 seine Besorgnis zum Ausdruck gebracht hatte.

In Zusammenhang mit der Dokumentation 0000K00ERA00046/C übermittelte das für den Umweltschutz zuständige Österreichische Ministerium seine Kommentare zur Vorläufigen UVP- Studie als Beilage zu Brief No. BMLFUW-UW.1.4.2/0074- V/1/2005 datiert mit 23.9.2005 an die UVP – Abteilung der Internationalen Umweltpolitiksektion des Umweltschutzministeriums in Ungarn, bestehend aus den folgenden Dokumenten:

1. Die Studie des Umweltbundesamts, „Report to the Austrian Government - EIA procedure for the lifetime extension of Paks NPP, Statement on the Preliminary Impact Assessment Study, September 2005“.
2. Stellungnahmen der Länder Niederösterreich (auf Englisch), Burgenland und Wien (auf Deutsch)
3. Stellungnahmen von Umweltschutzorganisationen (Deutsch; Greenpeace, Global 2000, Wiener Plattform „Zukunft ohne Atomenergie“
4. Stellungnahmen von Privatpersonen (auf Deutsch) – 5 Stück.

Die UVP – Abteilung der Internationalen Umweltpolitiksektion des Umweltschutzministeriums in Ungarn übermittelte diese Dokumente dem Inspektorat für den Schutz von Umwelt, Natur und Wasser (Adv KTVF) für die untere Donau. Das Inspektorat sandte diese Dokumente als Beilage zu GZ K5K9024/05 und Referenznummer 100562-004-224/05 und der offiziellen Übersetzung GZ 100562-004-229/05 an das KKW Paks. In seinen Briefen ersuchte das Inspektorat das KKW Paks die Stellungnahmen der österreichischen Seite bei der Ausarbeitung der detaillierten UVP – Dokumentation entsprechend zu berücksichtigen.

Das KKW Paks sichtete die erhaltenen Dokumente, bewertete die Kommentare und Vorschläge darin und unterteilte sie zur Beantwortung. Man stellte fest, dass die Themen und technischen Vorschläge, die der Meinung der österreichischen Seite nach bei der detaillierten UVP zu klären wären, nicht in den Rahmen der UVP nach ungarischer Gesetzgebung gehören,

sondern Teil des Atomgenehmigungsverfahrens für die Betriebsdauerverlängerung sind.

Gemäß den geltenden ungarischen Gesetzen ist die Bedingung für eine Betriebsdauerverlängerung, d.h. die Bedingung für einen verlängerten Betrieb der Reaktoren, eine neue Betriebsgenehmigung zu bekommen. Die Erwartungen betreffend das Genehmigungsverfahren, die wesentlichen Prinzipien der Genehmigung und die zeitlichen Einschränkungen sind unter Punkt 2.4.2 Band 1 der Atomsicherheitsregeln (NSR – Nuclear Safety Regulation) definiert, die den Anhang der Regierungsverordnung 89/2005 bilden (V.5.). Daraus folgt die aktuelle Aufgabe des KKW, nun die Bedingungen für einen verlängerten Betrieb zu schaffen und ein Programm auszuarbeiten und zu implementieren, das die Betriebsfähigkeit des Kraftwerks nachweist.

Das Programm und die Dokumentation, die die zeitgerechte Fertigstellung der einzelnen Aufgaben beschreibt, sollen der Aufsichtsbehörde im Jahre 2008 vom Kraftwerk übermittelt werden.

Das Genehmigungsverfahren im Bereich Nukleare Sicherheit fällt in die Kompetenz der Ungarischen Atomaufsichtsbehörde. Das Atomsicherheitsdirektorat der Ungarischen Atomaufsichtsbehörde handelt als Behörde erster Instanz.

Gemäß Bestimmung (5) Artikel 4 des Gesetzes IV aus 1957 über die allgemeinen Regeln bei Verwaltungsverfahren, welches bis 31.10.2005 gültig war und Bestimmung (4) von Artikel 19 des Gesetzes CXL von 2004 über allgemeine Regeln der Verwaltung, sollte einer Behörde ein Fall entzogen werden, wenn er in ihre Kompetenz fällt.¹

Dennoch ist es für das KKW Paks wichtig, die von der österreichischen Seite erhobenen Zweifel auszuräumen und Antworten auf die Kommentare und Stellungnahmen zu geben. Bei der Ausarbeitung der detaillierten UVP – Dokumentation wurden die Kommentare der österreichischen Seiten in dem Ausmaß berücksichtigt, in dem es von den relevanten Bestimmungen verlangt wird. Zusätzlich hat das KKW Paks noch getrennte und detailliertere Antworten auf der Grundlage technischer Dokumente und Informationen entwickelt, die sich auf den aktuellen Betriebe beziehen und für den verlängerten Betrieb entwickelt wurden. Es wurden ungarische spezialisierte Organisationen, wie auch Dokumente und Erfahrungen mit UVP – Verfahren in anderen Ländern einbezogen.

Die Studie des Umweltbundesamts diene als Grundlage für die Antworten. Sie kann als Bericht betrachtet werden, der für die Österreichische Regierung zur Vorläufige UVP- Studie zur Lebensdauerverlängerung des KKW Paks erstellt wurde und auch die wichtigsten Stellungnahmen und technischen Erwägungen beinhaltet. Selbstverständlich wurden die meisten Kommentare

¹ Anm. d. Ü.: soll wohl heißen: sollte einer Behörde ein Fall nicht entzogen werden, wenn er in ihre Kompetenz fällt.

der österreichischen Seite (Landesregierungen, NGOs und Privatpersonen) überprüft und beantwortet. Da einige Kommentare wiederholt vorkommen, wird nur auf die Antworten auf die Studie des Umweltbundesamts verwiesen.

Technische Anmerkungen

Die Vorläufige UVP – Studie für die Lebensdauererweiterung des KKW Paks beinhaltet alle wesentlichen Daten über die geplanten Aktivitäten, die notwendig sind, um die Veränderungen nachzuvollziehen, zu denen es aufgrund der verlängerten Betriebsdauer kommen wird. Zusätzlich behandelte die Vorläufige UVP – Studie die detaillierten Umweltauswirkungen und Umweltprozesse, d.h. die wesentlichen Fragen einer UVP, Wasser – Umweltfreisetzungen, thermische Belastung, Veränderungen von Flora und Fauna, Gewässerschutz, Luftreinhaltung, Abfallbehandlung und Abfallentsorgung, sozio- ökonomische Themen, etc.

Beide Hauptthemen, die im Teil Technische Anmerkungen der Studie des Umweltbundesamts behandelt werden, als auch die Erwartungen an die Ausarbeitung der technischen Studie konzentrieren sich auf Aufgaben, die in den Rahmen der atomrechtlichen Genehmigung gehören. Vielmehr ist es so, dass sich keiner der Kommentare zur Vorläufigen UVP- Studie auf Themen bezieht, die im Rahmen des UVP- Verfahrens untersucht werden.

Der Großteil der Stellungnahmen bei den technischen Kommentaren betrifft nicht die Aktivitäten der Lebensdauererweiterung, sondern das aktuelle Sicherheitsniveau des Kraftwerks. Während der EU – Beitrittsverhandlungen hat ein eigener Bericht das Sicherheitsniveau des KKW Paks diskutiert und aufgezeigt. Zusätzlich wurden seit Inkrafttreten der Nuklearen Sicherheitskonvention der IAEO (Internationale Atomenergieorganisation) regelmäßig Nationale Berichte für die Bewertung der Sicherheitsniveaus des KKW Paks ausgearbeitet. Keine solchen Kommentare wurden zu den Nationalen Berichten gemacht und die Antworten wurden von der österreichischen Seite akzeptiert.

Während des Genehmigungsprozesses überprüft die Atomaufsichtsbehörde HAEA NSD, ob alle Anforderungen an die nukleare Sicherheit laut Band 3 und 4 der NSR (Nuclear Safety Regulation) in Einklang mit dem abschließenden Sicherheitsanalysebericht erfüllt sind, der auf der Grundlage von Anhang 2 von Band 1 des NSR und der Dokumentation ausgearbeitet wird, die die Betriebsfähigkeit über die geplante Betriebsdauer hinaus auf der Grundlage von Anhang 3, Band 1 der NSR nachweist. Wenn diese erfüllt ist, ist gemäß Punkt 2.002 von Band 3 des NSR nachgewiesen, dass der „Schutz von Einzelnen und Gruppen der Öffentlichkeit und der Umwelt“ gegen die Gefahren ionisierender Strahlung gesichert ist.

Die Frage der Alterung und anderer Sicherheitsfragen sollten von HAEA NSD als Genehmigungsbehörde während des Genehmigungsprozesses zur Erlangung einer Lebensdauererweiterung gemäß den Anforderungen des Regelwerks NSR diskutiert und behandelt werden, und nicht im Rahmen der UVP. Im Rahmen dieses Verfahrens ist das Inspektorat ADv KTVF als spezialisierte Behörde involviert, so dass das Umweltinspektorat weitere Anforderungen auch nach Beendigung des UVP – Verfahrens durchsetzen kann, sogar noch während des nuklearen Lizenzierungsverfahrens.

Am Ende dieses Verfahrens kann das KKW Paks durch den Erhalt der nuklearen Genehmigung implizit nachweisen, dass ein adäquates Sicherheitsniveau während der verlängerten Betriebsdauer eingehalten werden kann. Es bedeutet, dass das KKW Paks beweisen kann (sogar ein Monitoring wird verlangt), dass die Systeme und Komponenten nicht öfter versagen werden und keine initiiierenden Ereignisse aufgrund ihrer Alterung verursachen werden. Die Reaktordruckbehälterintegrität, der Bubbler Condenser- Turm und das Containment im allgemeinen werden entsprechend ihrer Auslegung funktionieren. Auch Erdbeben werden nicht öfter auftreten und werden keine schwereren Folgen auslösen als vorher.

Entsprechend den geltenden ungarischen nuklearen Sicherheitsregeln (NSR) können sich die Umweltgenehmigung und die UVP mit der Frage befassen, ob die konventionellen Umweltemissionen durch die Lebensdauererweiterung erhöht werden (unter Beachtung der Grenzwerte selbstverständlich), während die radioaktiven Emissionen weder im Normalbetrieb, bei Ereignissen oder Unfällen im Unterschied zu den gegenwärtigen Werten ansteigen werden.

Die Studie des Umweltbundesamts, „Report to the Austrian Government - EIA procedure for the lifetime extension of Paks NPP, Statement on the Preliminary Impact Assessment Study, September 2005“ Antworten auf die Stellungnahmen unter Punkt 5.7.

Generell ist die Behandlung der Alterung eines Atomkraftwerks für die Risikoabschätzung einer Lebensdauererweiterung wichtig. Von besonderer Bedeutung und Sicherheitsrelevanz ist die Alterung des Reaktordruckbehälters, der Dampfgeneratoren und des Confinement-Systems.

Die allgemeine Stellungnahme in der Studie des Umweltbundesamts zur Alterung ist offensichtlich, d.h. Alterung tritt während des Betriebs von Atomkraftwerken ein. Atomkraftwerke können bis zum Ende ihrer Lebensdauer auf einem konstanten Sicherheitsniveau betrieben werden, da die Alterung während Design, Errichtung, Betrieb und Wartung berücksichtigt wird. Die Lebensdauererweiterung über die Designperiode (geplante Lebensdauer) hinaus erfordert eine vorsichtige Kalkulation der verschiedenen Alterungsmechanismen und deren Synergieeffekte.

Das KKW Paks verfügt über eine ganze Reihe von Alterungsmanagement – Programmen, die das Monitoring von thermischen und mechanischen Belastungen, periodische Überwachungsprogramme, sicherheitstechnische Überprüfungen und präventive Wartung beinhalten.

In Ungarn sind die Lizenzierungsanforderungen für Lebensdauererweiterungen in der NSR und wie oben genannt in den dazugehörigen Richtlinien definiert. Vor der Entscheidung des Eigentümers für eine Betriebsdauererweiterung wurde eine Machbarkeitsstudie durchgeführt, die die internationalen Erfahrungen einbezieht und auf die in der Vorläufigen UVP – Studie Bezug genommen wird. Darüber hinaus gewährt

der sogenannte „Expertenbeirat“ kontinuierliche technische Unterstützung. Die Mitglieder des Beirats werden von den wissenschaftlichen und technischen Organisationen Ungarns entsendet.

Alterungsmanagement des Reaktordruckbehälters (RDB)

Das KKW Paks unternahm große Anstrengungen beim Management der Reaktordruckbehälter – Alterung. Das gesamte Alterungsmanagement – Programm des RDB entspricht der Ungarischen NSR (Nukleare Sicherheitsregeln), die mit internationalen Regeln kompatibel ist. Die Sicherheit des alternden Reaktordruckbehälters wurde entsprechend dem Russischen PNAE – Code vom Hersteller (Skoda- Werke) überprüft und von den Ungarischen TSO (Organisationen zur technischen Unterstützung) in den Jahren 1992 – 1996 noch einmal überprüft. Zur Lizenzierung einer Lebensdauererlängerung verlangt die Ungarische NSR eine vollständige neue Sicherheits – und Komponentenalterungsanalyse. Die Aufsichtsbehörde HAEA NSD akzeptiert die Anwendung des ASME Code Section XI. zur Erfüllung dieser Anforderung. Diese Analyse soll die folgenden Fakten nachweisen:

- Das KKW Paks verfügt über die vollständige Hersteller – Dokumentation zum Reaktordruckbehälter, einschließlich der Grundmaterialien und des Schweißens.
 - Das KKW Paks hat ein Überwachungsprogramm, das die thermische Alterung und die strahleninduzierte Alterung beobachtet.
 - Das KKW Paks und dessen TSOs verfügen über eine Datenbank zur Materialalterung.
 - Jeder RDB des KKW Paks wird periodisch einer zerstörungsfreien Prüfung (Ultraschall) unterzogen, wobei alle wichtigen Teile abgedeckt werden.
- Eine vollständige Analyse der betrieblichen und der antizipierten thermohydraulischen Ereignisse, einschließlich des Thermoschocks unter Druck (PTS) wurde vom Hersteller des RDB, Skoda, durchgeführt. Die Analysen wurden von den TSO des KKW Paks wiederholt und bestätigt. Eine vollständige neue Analyse, die der Hungarian Code of Nuclear Safety in Verbindung mit einer Lebensdauererlängerung verlangt, wird entsprechend ASME Code Section XI. erstellt werden. Diese Analysen beinhalten ein Update der Liste mit den Transienten- Ereignissen, die thermo – hydraulische Analyse ausgewählter Transienten und die bruchmechanische Sicherheitsevaluierung bis Ende der Lebensdauer und für die Periode darüber hinaus.

Auf der Grundlage aller existierenden Analysen kann man festhalten, dass es keinen Hindernisgrund für eine Lebensdauererlängerung für das KKW Paks um weitere 20 Jahre gibt.

Falls die Berechnungen keine ausreichende Sicherheit bis zum Ende der Lebensdauer und darüber hinaus nachweisen sollten, ist das KKW Paks bereit, geeignete technische Maßnahmen (wie etwa eine Erhöhung der Temperatur des Notkühlwassers oder eine Glühung des

Reaktordruckbehälters) zur Erreichung des erwarteten Sicherheitsniveaus zu implementieren.

Die Alterungsanalyse der RDB des KKW Paks wird Teil des Antrags auf Lebensdauererlängerung sein. Gemäss dem Ungarischen Sicherheitsregelwerk (NSR), ist das Alterungsmanagement von KKW-Komponenten ein eigenständiges Kapitel des Antrags auf Lebensdauererlängerung. Entsprechend der internationalen Praxis beinhaltet eine UVP- Studie keine Details des Alterungsmanagements, sondern aktuell zur Verfügung stehende Stellungnahmen.

Alterung von Dampferzeugern

Im KKW Paks sind die Rohre der Dampferzeuger aus rostfreiem Stahl hergestellt. Spannungsrisskorrosion tauchte weltweit auf, da die Dampferzeugerrohre aus Inconel hergestellt wurden und manchmal die Korrosion von Inconel zum Austausch der Dampferzeuger zwingt. WWER – 440 Dampfgeneratorrohre aus rostfreiem Stahl sind für Spannungskorrosion nicht anfällig. Die moderne Wirbelstromprüfung, die alle vier Jahre durchgeführt wird, kann Verluste der Wanddicke aufgrund lokaler Korrosion feststellen. Im Falle schwerer Verluste der Wanddicke muss das beschädigte Rohr durch *plugging* versiegelt werden. Für *plugging* und für das Auslaufen von Primärkühlwasser in den Sekundärkreislauf gelten sehr strenge Kriterien, die der internationalen Praxis entsprechen. Im KKW Paks trennt der Kondensator auch den Sekundärkreislauf von der Umgebung und bietet zusätzliche Sicherheit gegen die Freisetzung von radioaktivem Wasser außerhalb des KKW.

Der Primärkreis eines WWER- 440 Reaktors verfügt über sechs Dampferzeuger. Die bisherigen Untersuchungen und die Ergebnisse der Sekundärkreislaufchemie zeigten, dass keiner der 24 Dampferzeuger des KKW ausgetauscht werden muss, auch wenn die Betriebsdauererlängerung des Kraftwerks berücksichtigt wird.

Zuverlässige Daten über den Zustand des Reaktordruckbehälters, die Zusammensetzung des Materials, das Programm des Versprödungsmonitorings und die durchgeführten Thermoschockanalysen etc. sollten in der Dokumentation präsentiert werden.

Die obigen Stellungnahmen geben Antworten auf die Kommentare, beschreiben welche Atomsicherheitsregelungen bei dieser Frage entscheidend sind und wie das Alterungsmanagement der Reaktordruckbehälter und der Dampferzeuger durchgeführt wird. Eine kurze Antwort auf die Stellungnahmen von Punkt 5.2.1. im Bericht des Umweltbundesamts wird weiter unten zur Information wiedergegeben.

Originalzustand und Materialzusammensetzung des Reaktordruckbehälters

Die Reaktordruckbehälter des KKW Paks wurden von Skoda in der Fabrik in Pilsen hergestellt. Bei der Herstellung wurden strenge Qualitätssicherungs- und Qualitätskontrollsysteme angewendet. Jede einzelne Phase der Herstellung wurde von ungarischen Experten vor Ort überprüft.

Die Daten für den ursprünglichen Bestrahlungszustand „0“ und die chemische Zusammensetzung der Reaktordruckbehälterkomponenten um den Kern sind in der Herstellungsdokumentation von SKODA aufgezeichnet.

Beschreibung des Versprödungsmonitoring – Programms für die Reaktordruckbehälterkomponenten um den Reaktorkern

Entsprechend den jüngsten internationalen Anforderungen hat jeder Reaktor des KKW Paks ein Set von Proben für das Monitoring der Strahlenschäden und die Alterung des Strukturmaterials jedes Reaktordruckbehälters.

Die in den einzelnen Ländern verwendeten Überwachungsprogramme für WWER - 440/223 Reaktoren unterscheiden sich voneinander mehr oder weniger. Ungarn hat dasselbe Set von Proben wie das im KKW Loviisa verwendete Überwachungsprogramm.

In jedem Reaktor des KKW Paks wurden sechs Originalsets von Proben angebracht. Der Neutronenfluss hat eine nahezu um 12 – 19 Jahre stärkere Auswirkungen auf die Proben als auf die Innenoberfläche der Reaktorwand, d.h. die Proben, die nach 4 Jahre herausgenommen werden, entsprechen einer Lebensdauer von 48 – 76 Jahre für den Reaktordruckbehälter. Die Proben und die Testüberreste werden so aufbewahrt, dass sie, wenn benötigt, identifiziert werden können.

Die Resultate der mechanischen Tests (die Originalmessdiagramme und Messdaten, Mikroskopfotos, etc.) werden in Papierform und in digitaler Form aufbewahrt. Über jeden Set von Tests wird in einem einheitlichen Format berichtet. Die Berichte beinhalten alle Originalmessdaten in Zahlen und die resultierenden Schlussfolgerungen. Der Expertenbeirat überprüft und genehmigt den Inhalt der Berichte.

Berechnungen zu Thermoschock unter Druck (PTS)

PTS – Analysen im vollen Umfang werden für die atomrechtliche Genehmigung der Lebensdauererlängerung durchgeführt werden, womit die Art und Daten für notwendige Maßnahmen für die Reaktordruckbehälter für deren 50- jährigen Betrieb festgelegt werden.

Die PTS - Berechnungen werden entsprechend dem Regulatory Body's Guide No. 3.17 (publiziert von HAEA NSD, in Verbindung mit den Anforderungen des NSR, des Regelwerks für Nukleare Sicherheit). Der

relevante Regulatory Body's Guide wurde unter Berücksichtigung des Programms VERLIFE und der IAEO – Empfehlungen ausgearbeitet.

Die thermo- hydraulischen Transienten, die die Basis für die PTS – Berechnungen bilden, wurden bereits identifiziert und modelliert.

Beschreibung der Resultate von Material – und Strukturüberprüfungen

Der Degradierungsprozess des Reaktordruckbehälters kann mit Methoden zerstörenden und zerstörungsfreien Prüfungen überprüft werden. Auf der Basis jeder Testmethode wurden Programme eingeführt. Ziel der zerstörungsfreien Tests ist das Auffinden von möglichen oder bereits existierenden Anzeichen als Folge von Spannungsbelastungen, d.h. es ähnlich einer Diagnosemethode. Die *Sammlung Technischer Kriterien* enthält die Testmethoden und die Rahmenprogramme enthalten die Stellen und Umfang der Tests. Das zerstörungsfreie Testen des Reaktordruckbehälters des KKW Paks wird von eigenen und externen Testorganisationen durchgeführt. Auf der Grundlage der Resultate wird jede alterungssensible Komponente des Reaktordruckbehälters alle vier Jahre getestet.

Auch detailliert behandelt werden sollten die Korrosion der Dampferzeuger und die Option des Austausches der Dampferzeuger, wie auch der Zusammenhang zwischen Dampferzeugerkorrosion und Brennelementverunreinigung.

Der Punkt 5.2.1. des Berichts des Umweltbundesamts diskutiert die Alterung der Dampferzeuger und evaluiert die entsprechenden Aussagen in der Vorläufigen UVP – Studie. In dieser Evaluierung werden allgemeine Stellungnahmen für ähnliche Probleme von WWER- Reaktoren aufgelistet, wie auch für das Ereignis von Block 2 und die Frage der Ablagerungen. Wie oben bereits gesagt, sollten wir wiederholen, dass sich das KKW Paks zur Zeit auf die Lebensdauerverlängerung vorbereitet. Jetzt werden die Analysen – unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der Machbarkeitsstudie, internationaler Erfahrungen und Anforderungen – für die atomrechtliche Genehmigung ausgearbeitet und diese werden zeigen, ob Modifikationen notwendig sein werden oder nicht.

Evaluierung der Korrosionsschäden der Dampferzeuger

Die Dampferzeuger des KKW Paks sind Einkörper – Dampferzeuger mit horizontalen Röhren mit einer versenkten Wärmetauscher- Oberfläche, eingebauter Kondensationseinrichtung, Speisewasserverteiler – System und Dampfverteiler.

Die wärmetauschende Oberfläche der Dampferzeuger besteht aus 5536 gewickelten Röhren, bestehend aus Röhren mit $\varnothing 16 \times 1.4$, aus austenitischem Stahl in Materialqualität 08H18N10T. Die Enden der gewickelten Rohre sind mittels Explosivmethode entlang der gesamten Wanddicke des Dampfverteilers im primären Dampfverteiler gerollt. An den Flanschen sind sie mit Argon in die Wand des Dampfverteilers geschweißt.

Die gewickelten Rohre sind im Dampf-Wasser Raum situiert, in der Form von Korridoren, um eine natürliche Zirkulation zu ermöglichen. Die Räume zwischen den gewickelten Rohren werden mit Gittern innerhalb der Rohrbündel gestützt, die aus flachen Streifen und gepressten Wellplatten bestehen. Die stützenden Streifen und Platten sind aus Stahl in Materialqualität 08H18N10T.

Die Nummer der Konstruktionsgenehmigung in WWER-440 Dampferzeugern (in der Nähe der Rohrbefestigungen) ist 66432. Die wärmetauschenden Rohre sind aus Stahl in Materialqualität 08H18N10T.

Die ursprünglichen Speisewasserverteiler in Materialqualität Cr20 wurden in jedem Dampferzeuger ersetzt. Die neue Konstruktion der Speisewasserverteiler hat die Gehäusezirkulation der Dampferzeuger verändert, wodurch sich die Erosion- Korrosionsprozesse deutlich verringert haben.

Zwischen 1997 und 2000 wurde die Sekundärchemie verändert und dadurch konnte das Ausmaß der Spannungskorrosion deutlich reduziert werden. **Die Modifikation der Sekundärkreislaufchemie war ein Schritt in Richtung Lebensdauererlängerung.**

Laut den bisher abgeschlossenen Analysen und mit Blick auf die Statistiken zum *plugging* der Dampferzeuger, bleiben wir bei der Aussage, dass ein Austausch der Dampferzeuger des KKW Paks in Hinblick auf die aktuellen Betriebserfahrungen nicht erwartet wird.

Das langfristige Verhalten des Confinement - Systems (Stahlauskleidung, Barbotage – System etc.) sollte in der Dokumentation behandelt werden.

Alterungsmanagement und langfristiges Containment- Verhalten

Punkt 5.2.1. der Studie des Umweltbundesamts diskutiert die Frage von Alterungsmanagement beim Confinement- System. Die Struktur und Funktion des Confinement – Systems der WWER – 440/213 Reaktoren wird diskutiert und evaluiert. Es wird gesagt, dass diese Fragen während der detaillierten UVP- Studie ausführlicher diskutiert werden sollten. Die folgende kurze zusammenfassende Antwort wird auf die Stellungnahme in der österreichischen Studie gegeben:

Im Falle eines möglichen Unfalls bleibt das Sicherheitsniveau des KKW Paks erhalten und die Umwelt wird durch das Sicherheits – und Lokalisierungssystem geschützt, das aus aktiven und passiven Komponenten besteht. Die passiven Schutzfunktionen werden von den dazu bestimmten Teilen und Strukturen der Konstruktion gewährleistet. Über die generelle strukturelle Belastung hinaus – die für Industrieanlagen besteht – wurden solche Strukturen ausgelegt, um die folgenden Anforderungen zu erfüllen:

- Isolierung,
- Schutz gegen Überdruck,

- Schutz gegen innere Bruchstücke,
- Strahlenschutz.

Der Confinement – Teil des Reaktorgebäudes wurde für den Maximaldruck (0,25 MPa, absolut) während eines LOCA (loss of coolant) nach einem schlagartigen Querschnittsabriss der primären Rohrleitung mit 500 m Durchmesser ausgelegt.

Die Konstruktion wird während des Betriebs auf der Grundlage der Kontrolle des Zustands - und des Wartungsprogramms (Alterungsmanagements) überwacht. Art und Ausmaß der tatsächlichen und der erwarteten Alterungs – und Degradationsprozesse entsprechen der internationalen Erfahrung.

Die regelmäßigen Hauptüberprüfungen und die durchgeführten und geplanten Reparaturen decken die folgenden Bereiche ab:

- An den Containments werden jährlich Integritätstests durchgeführt.
- Mögliche Degradationseffekte von Grundwasser auf den Beton und das Verhalten der Dämmung werden durch eine Messung des Grundwasserspiegels und eine Analyse der Wasserzusammensetzung überprüft. (Grundwasser ist nicht aggressiv und somit ist eine solche Art des Zerstörungsprozesses für die Betonstrukturen im KKW nicht typisch.)
- Regelmäßig (vierteljährlich) wird die Setzung an den Konstruktionen gemessen.
- Bei der Jahresrevision der Blöcke werden der Status der Ummantelung des Confinements und die Türme der Bubbler-Condenser, die dekontaminiert werden können, überprüft und die notwendigen Reparaturen geplant und durchgeführt.
- Regelmäßige Überprüfungen der Stahlblechabdeckungen werden mit Sichtprüfung und Ultraschallmessungen der Blechdicke durchgeführt.

Mögliche Korrosionsphänomene, die bei den Inspektionen entdeckt werden, werden beseitigt und die Mängel werden auf der Grundlage detaillierter technologischer Vorgangsweisen behoben. Dazu werden geprüfte und praktisch getestete Methoden verwendet.

Bei jedem Block gibt es Inspektionslöcher an Elementen aus Schwebeton und aus Normalbeton, wo Stahlblechabdeckungen und Stahlbetonstrukturen starken Spannungskorrosionseffekten unterworfen sind. Keine Degradierung an Stahlbeton und Stahlbetonstrukturen wurde bisher festgestellt.

Um Lecks zu verhindern, die während des Betriebs entdeckt werden, wurden bereits adäquate Maßnahmen gesetzt (Reparatur der Dachdämmung, Eliminierung von Lecks, Modifikation der Wasserableitung, wenn technologische Systeme abgelassen werden, Reparatur von Dehnelementen, etc.).

Zusammenfassend kann man sagen, dass in Verbindung mit dem Zustand des Containments und des Hauptgebäudes, der Einhaltung des

Alterungsmanagements, der Zustandskontrollprogramme und Wartungsprogramme, die im KKW verwendet werden, die Bedingungen für einen langfristigen und sicheren Betrieb gesichert sind. Auf der Grundlage der Überprüfungen wurden keine sicherheitsrelevanten Mängel festgestellt.

Im Rahmen der Vorbereitung der Betriebsdauerverlängerung wird zur Zeit eine generelle Überprüfung des Alterungsmanagementprogramms für die Konstruktionskomponenten durchgeführt, um nachzuweisen, dass das aktuelle Alterungsmanagementprogramm zur Aufrechterhaltung der notwendigen Sicherheitsfunktion der Strukturelemente auch während der verlängerten Lebensdauer geeignet ist.

Darüber hinaus kann auch die Alterung vieler anderer Systeme, Strukturen und Komponenten sicherheitsrelevant sein. Ein umfassendes Programm für das Alterungsmanagement ist notwendig und sollte in der Dokumentation behandelt werden.

Die Verfügbarkeit des Alterungsmanagementprogramms sollte während des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens nachgewiesen und beschrieben werden, die Anforderungen daran sind unter Punkt 2.4.2. von Band 1 des NSR definiert.

Alterungsmanagementprogramm für die Kraftwerkskomponenten

Die Lebensdauer eines Kraftwerks ist durch die Lebensdauer der Komponenten mit hoher sicherheitsrelevanter Funktion oder wichtiger Betriebsfunktion determiniert. Sie können nicht ersetzt werden oder zu so hohen Kosten, dass es nicht sinnvoll und ökonomisch wäre. Es ist offensichtlich, dass bis zum Ende der geplanten Lebensdauer, sogar am letzten Tag des Betriebs, alle Anlagen und das gesamte Kraftwerk, die Sicherheitsanforderungen erfüllen sollten.

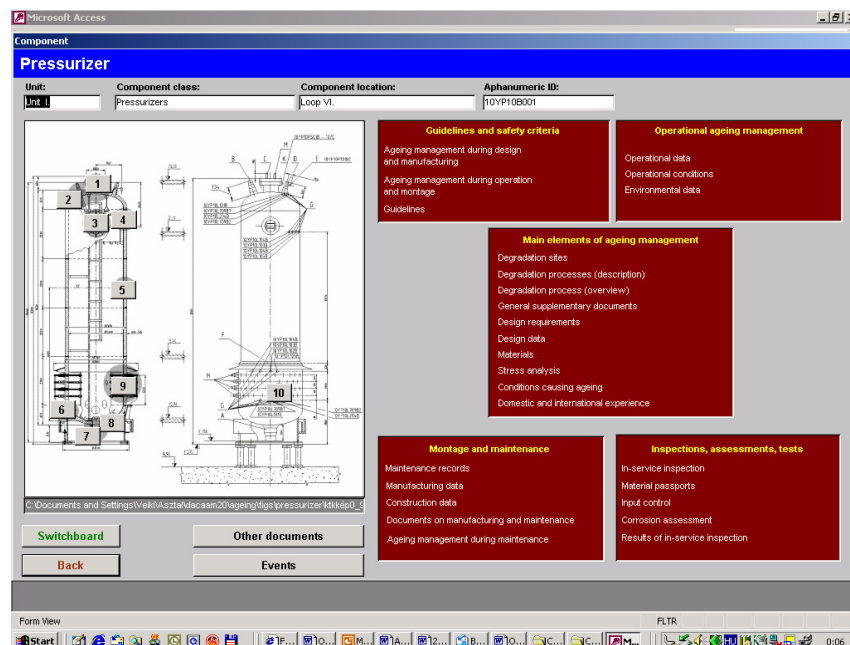
Im Jahre 1993 wurde das System der periodischen Erneuerung der Betriebsgenehmigungen in Ungarn durch die Periodischen Sicherheitsüberprüfungen entsprechend der Europäischen Praxis der Nuklearen Sicherheit eingeführt. Während der Überprüfungen, die im Abstand von 10 Jahren durchgeführt werden, soll als Bedingung für die Betriebsgenehmigung nachgewiesen werden, dass die sicherheitsrelevanten Komponenten trotz des Alterungsprozesses in Betrieb bleiben können. Diese Anforderung wird durch das systematische Alterungsmanagement unterstützt, das vor zehn Jahren eingeführt und wurde und kontinuierlich auf immer mehr Komponenten ausgedehnt wird.

Während der Periodischen Sicherheitsüberprüfung der Reaktoren wurden die für die Lebensdauer kritischen sicherheitsrelevanten Anlagen identifiziert. Die Alterungsprozesse und kritischen Komponenten der kritischen Anlagen wurden identifiziert, um wahrscheinliche Verschleißprozesse verfolgen und notwendige Korrekturen bestimmen zu können.

Das systematische Alterungsmanagement wurde auf der Grundlage der Richtlinien der Aufsichtsbehörde 1.26, 2.15, 3.13 und 4.12 und den Empfehlungen der IAEA AMP Guides supporting ageing management of nuclear power plants eingeführt und entwickelt.

Die wichtigen Anlagen des systematischen Alterungsmanagementsystems wurden in Einklang mit den aktuellen Anforderungen der Richtlinien der Aufsichtsbehörde identifiziert, die voriges Jahr erneuert wurden.

Die Dokumente, Informationen, Analysen und Verschleißprozess/kritische Komponenten - Testresultate betreffend das Alterungsmanagement der wichtigen Anlagen stehen auch als ein eigenständiges Displaysystem und als Datenbank für das Monitoring des Alterungsmanagements (DACAAM - System) zur Verfügung. Das DACAAM – System wurde entsprechend den relevanten IAEA AMP Guides und den Anforderungen der Ungarischen Aufsichtsbehörde an das Alterungsmanagement eingerichtet. Die Art der Information und die Daten in bezug auf das System, deren Wechselbeziehungen werden im folgenden Diagramm angedeutet, wo ein Beispiel einer wichtigen Anlage (Druckhalter) die Struktur des DACAAM – Systems illustriert.



Zusätzlich zum Alterungsmanagement und Alterungs - Monitoring der kritischen Komponenten wird auch der Zustand anderer Strukturen, Anlagen und Komponenten in jedem Bereich der KKW kontrolliert, um das notwendige technische Niveau einer großen Anzahl (allerdings ersetzbarer) Komponenten sicherzustellen und so die Sicherheitsanforderungen einzuhalten.

Im Rahmen des sicherheitstechnischen Genehmigungsverfahrens zur Betriebsdauerverlängerung verlangt die Atomaufsichtsbehörde die Überprüfung des Alterungsmanagements der sicherheitsrelevanten passiven Komponenten. Während des sicherheitstechnischen Genehmigungsverfahrens für die Lebensdauerverlängerung werden die

Komponenten, die ihre im abschließenden Sicherheitsanalysebericht definierte Sicherheitsfunktion erfüllen ohne bewegliche Teile zu haben, ihre eigenen Eigenschaften oder ihren Ort zu ändern, als passive Komponenten definiert. Die Überprüfung betrifft über 30000 mechanische Komponenten und deckt alle sicherheitsrelevanten Gebäude und Konstruktionsstrukturen ab.

Die genannte Überprüfung wird mit Verwendung der Methoden aus der USNRC Genehmigungserneuerungspraxis durchgeführt. Die folgenden Schritte des Alterungsmanagementprogramms werden berücksichtigt:

1. Identifikation der Alterungsprozesse und ihrer Effekte.
2. Verwendung von effektiven Präventivmaßnahmen.
3. Identifikation der zu überprüfenden Parameter.
4. Auffinden der Alterungseffekte.
5. Monitoring der Alterungseffekte, Verfolgung ihrer Entwicklungstrends.
6. Akzeptanzkriterien.
7. Korrekturmaßnahmen.
8. Feedback (Bewertung der Effekte der unternommenen Aktionen).
9. Dokumentation und administrative Überwachung.
10. Evaluierung der Betriebserfahrungen.

Das Monitoringsystem für die Wartungseffektivität, das zur Zeit für die sicherheitsrelevanten Komponenten eingeführt wird, stellt die systematische Überwachung der Angemessenheit aller Aktivitäten (Wartung, Materialtests, Zustandkontrollprogramme, Tests, etc.) sicher, die das geforderte Niveau der sicherheitsrelevanten Funktionen aufrechterhalten. Wenn benötigt, garantiert dieses Monitoringsystem ein Feedback und Modifikationsmaßnahmen. Das primäre Ziel der Anpassung der „Maintenance rule“ des USNRC 10 CFR50.65 an die Regeln der Ungarischen Aufsichtsbehörde ist das Monitoring des Alterungsmanagements einer großen Anzahl von aktiven Komponenten.

Die Effekte der Sicherheitsreserven des Kraftwerks in Bezug auf die Alterung in Verbindung mit einer Leistungserhöhung sollten in der Dokumentation präsentiert werden, einschließlich der Spezifikationen und der Effekte der neuen Brennstoffart, die verwendet werden soll.

Leistungserhöhung und Lebensdauererlängerung

Unterkapitel 4.3. des Berichts an die Österreichische Regierung diskutiert die potentiellen Effekte der Leistungserhöhung auf die Lebensdauererlängerung. Der Bericht bestätigt, dass die Erhöhung der Leistung durch die Verbesserung der Effizienz des Sekundärkreislaufs keine Auswirkung auf die Sicherheit und die Lebensdauer der Blöcke hat, d.h. dass die Leistungserhöhung von den ursprünglichen 440 MWe auf die aktuellen 470 MWe keiner weiteren Kommentare bedarf.

Das KKW Paks beabsichtigt die Leistung der Blöcke auf 500 MWe zu erhöhen. Das erfolgt praktisch über die Erhöhung der im Primärkreislauf erzeugten thermischen Energie von den ursprünglichen 1375 MWth auf 1485 MWth. Der Bericht geht davon aus, dass die Erhöhung der thermischen Leistung des Primärkreises die Betriebsrisiken erhöht und den

Alterungsprozess beschleunigt. Diese beiden Annahmen werden weiter unter diskutiert.

Zunächst sollte klar gestellt werden, dass dem Gesetz gemäß die Leistungserhöhung eine Frage der Genehmigung durch die Aufsichtsbehörde HAEA ist, basierend auf den Modifikationen im Abschließenden Sicherheitsanalysebericht und nichts mit der UVP in Zusammenhang mit der Lebensdauererlängerung zu tun hat. Darüber hinaus wird die Leistungserhöhung auch genehmigt werden, wenn kein Antrag auf Lebensdauererlängerung gestellt wird. Da die Leistungserhöhung vor dem gesamten Genehmigungsprozess für die Lebensdauererlängerung stattfinden wird, wird die Lebensdauererlängerung auf den Kraftwerkparametern mit erhöhter Leistung basieren. Dennoch ist es sinnvoll, über die Sicherheitsmerkmale der Leistungserhöhung zu informieren.

Was die Sicherheitsfragen betrifft, so ist es eine klare Absicht des KKW Paks dasselbe Sicherheitsniveau wie zuvor aufrechtzuerhalten. Das wird auch von der Aufsichtsbehörde HAEA verlangt und ist eine Voraussetzung der Genehmigung für die Leistungserhöhung. Die zugrundeliegende Annahme des Österreichischen Berichts, dass ein Kernkraftwerk und eine Aufsichtsbehörde eine Leistungserhöhung beantragen bzw. genehmigen würde, die zur einer Verschlechterung der Sicherheit führen, ist nur auf die antinukleare Einstellung der Autoren zurückzuführen und hat nichts mit der Realität zu tun.

Die wichtigste Beschränkung für die Reaktorleistung sind bestimmte Eigenschaften der Brennelemente. Die traditionell verwendeten Brennelemente sind für die Verwendung in einem Primärkreis mit 1375 MWth lizenziert. Die beiden limitierenden Bedingungen, nämlich der maximale spezifische lineare Wärmeverbrauch des Brennstabs und die Höchstaustrittstemperatur des Teilkanals werden in jeder Kernkonfiguration erfüllt. Das wird mit Kerndesignberechnungen und dem on-line Kernmonitoring-System VERONA gesteuert. Im aktuellen Leistungserhöhungsprojekt bleiben die beiden limitierenden Betriebsbedingungen, die den sicheren Betrieb garantieren, unverändert. Darüber hinaus bleibt auch die nominelle Dauer Brennstoffzyklus (325 Tage effektiv) unverändert. Wenn man diese wesentlichen Fakten betrachtet, dann kann man mit fast trivialen reaktorphysikalischen Überlegungen ableiten, dass sich die Brennstoffökonomie sicher verschlechtern wird, da mehr frische Brennelemente in den Reaktorkern geladen werden als zur Zeit. Brennstoffkassetten dieser Art sind im KKW Paks und in anderen WWER-440 im Einsatz, unabhängig von der Leistungserhöhung, obwohl diese Brennelemente für einen Primärkreis von 1485 MWth lizenziert sind. Diese Veränderung des Gitterabstands ist für die Leistungserhöhung von Bedeutung, da ohne ihn die beiden limitierenden Bedingungen bei 1485 MWth nicht erreicht werden könnten.

Unter diesen Umständen (unveränderte Flussrate, unveränderte Dauer des Brennstoffzyklus, unveränderte limitierende lineare Wärmeverbrauchsrate) kann keine erhöhte Korrosion der Brennstoffoberfläche eintreten.

Aufgrund der genannten Effekte wird der Abbrand der dem Reaktorkern entnommenen Brennstoffkassetten etwas niedriger ausfallen. Das führt zu einer gewissen Abnahme der Radioaktivität im Primärwassersystem, da dieser Effekt die leichte Erhöhung der Aktivität der Korrosionsprodukte überkompensiert. Die Menge an radioaktivem Material, das bei einem Unfall potentiell freigesetzt wird, verringert sich ebenfalls. Ebenso wird auch die Menge an Radionukliden und Zerfallswärme nicht proportional zur Leistungserhöhung zunehmen.

Unabhängig von der Leistungserhöhung und den genannten Folgen, wird eine weitere Modifikation der Brennelementkassetten eingeführt, nämlich die Verwendung von Hafnium als Hülle um den Stahlstab zwischen Absorber und dem Brennstoffteil der Regelstäbe, was sich wiederum positiv auf die Sicherheit auswirkt.

Ein weiterer wichtiger Faktor bei der Leistungserhöhung ist die Durchflussrate im Primärkreis. Je höher die Durchflussrate, desto höhere thermische Leistung kann erreicht werden. Dennoch kann die Erhöhung der Flussrate auch negative Auswirkungen haben, konkret erhöhte Vibration und Korrosion/Erosion – Prozesse. Das ist der Grund dafür, warum nicht beabsichtigt wird die Flussrate der Blöcke über den Wert im ursprünglichen Design zu steigern. Zur Zeit erreichen die Blöcke in Paks nicht die im Design festgelegte Flussrate. Tatsächlich liegt die Flussrate bei allen Blöcken des KKW Paks unter dem Designwert und wird für die Blöcke 1,3 und 4 unverändert bleiben. Im Falle des Blocks 2, wo die Flussrate deutlich unter dem Designwert liegt, wird sie durch den Austausch der Laufräder der Hauptzirkulationspumpen erhöht werden, aber dennoch wird die Flussrate den Designwert nicht überschreiten.

Um die gewünschte Leistungserhöhung zu erzielen, sind auch beim Sekundärkreislauf einige Modifikationen notwendig. Auch hier gibt es keine oder nur positive Auswirkungen auf die Sicherheit.

Eine weitere Kraftwerksmodifikation wird nur zusammen mit einer Leistungserhöhung vorgenommen werden. Der Anfangsdruck des Hydroakkumulators wird von 58.8 auf 35 bar verringert, bei einer gleichzeitigen Erhöhung von deren Volumen auf 10 m³. Diese Modifikation (die bereits in den KKW Loviisa und Dukovany KKW durchgeführt wurde) hat eindeutig einen positiven Sicherheitseffekt: die LOCA – Szenarien werden noch weiter abgeflacht und die Chance für eine Primärspeisung unter Unfallbedingungen werden erhöht. Diese Veränderung allein hat wesentlich größere Sicherheitsauswirkungen als die komplexen Maßnahmen im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung.

Die bisher genannten qualitativen Erwägungen zeigen, dass die Leistungserhöhung ohne Verringerung der Sicherheitsreserven der Blöcke durchgeführt wird. Dennoch ist es notwendig, die DBA – Analysen mit erhöhter Leistung zu wiederholen. Diese Analysen wurden abgeschlossen und die Resultate bereits im Abschließenden Sicherheitsanalysebericht (Final Safety Analysis Report) präsentiert. Somit deckt das Kapitel Unfallanalyse

des FSAR den Betrieb und die Unfälle im thermischen Leistungsbereich zwischen 1375 MWth und 1485 MWth ab.

Die Ungarische Aufsichtsbehörde HAEA genehmigte mit einer licence-in-principle (grundsätzliche Zustimmung) die Leistungserhöhung im November 2005. Dennoch wird die Leistung nur schrittweise erhöht werden (zu verschiedenen Zeitpunkten in verschiedenen Blöcken und bei jedem Block wird die erste Erhöhung nur 2 – 4% betragen). Die Erfahrung, die mit der leichten Leistungserhöhung in den Blöcken gewonnen wurde, wo die Leistungserhöhung als erstes eingeführt wurde, wird evaluiert und später in den folgenden Schritte des Projekts angewendet werden.

Im folgenden Teil wird die zweite Frage, das Verhältnis zwischen Leistungserhöhung und Lebensdauererlängerung diskutiert.

Wie bereits dargestellt wurde, wird die Sicherheit des Betriebs nicht durch die komplexen Maßnahmen in Zusammenhang mit der Leistungserhöhung verringert werden. Darüber hinaus stehen die komplexen Maßnahmen der Leistungserhöhung und der Lebensdauererlängerung in einer gewissen Synergie zueinander, da die Modifikationen in Zusammenhang mit der Leistungserhöhung unter Berücksichtigung der Lebensdauererlängerung implementiert werden.

Das einzige wirkliche Problem ist die Erhöhung des Neutronenflusses an der Innenoberfläche des Reaktordruckbehälters, die tatsächlich proportional zur Rate der Leistungserhöhung verläuft. Die Anwendung von Hafnium als Hülle im oberen Teil der Steuerelemente reduziert den Ungleichheitsfaktor innerhalb der Bündel und das ermöglicht Beladungsschemen mit geringerer Leckrate zu entwerfen. Als Konsequenz wird sich die Fluenz auf der Behälteroberfläche im Vergleich zum Durchschnittswert der aktuellen Kernkonfiguration verringern. Die Berechnungen zeigen, dass die Einführung des modifizierten Brennstoffs und die Anwendung der Beladungsschemen mit geringer Leckrate, in Summe eine positive Auswirkung auf die Versprödung der Reaktordruckbehälterwand im Vergleich zum ursprünglichen Zustand haben. Da alle Lasten, mechanischen Brüchen und andere Festigkeitsparameter für die Lebensdauererlängerung bei 1485 MWth Leistung im Primärkreis analysiert werden, gibt es keinen Zweifel daran, dass alle damit verbundenen speziellen Sicherheitsprobleme der Lebensdauererlängerung aufgrund der Leistungserhöhung während des Genehmigungsprozesses berücksichtigt werden.

Die Frage der Erdbebengefährdung (sowohl Seismizität des Standorts als auch das seismische Design) werden umfassend präsentiert und diskutiert werden müssen, sodass ermittelt werden kann, inwieweit relevante Daten und Methoden gemäß dem Stand der Technik angewendet wurden und welche zusätzlichen Analysen notwendig sein könnten.

Auf der Grundlage der Vorläufigen UVP- Studie für die Lebensdauererlängerung des KKW Paks haben die österreichischen

Experten ihre Meinung geäußert. Sie verlangen, dass die Frage der seismischen Gefährdung detaillierter und umfassender diskutiert werden sollten. Sie formulierten zwei grundsätzliche Anforderungen:

- aufzeigen, wieweit die Daten und Methoden, die bisher verwendet wurden, geeignet und Stand der Technik sind;
- evaluieren, ob zusätzliche Arbeiten zu den Neubewertungen der seismischen Gefahren in Zukunft notwendig werden, und bis wann sie fertig sind.

Dementsprechend haben wir unsere Kommentare in zwei Kapitel aufgeteilt.

1. Aktivitäten zur Bewertung der seismischen Gefährdung bis heute

Die Planung und die Standortwahl des Ungarischen KKW wurden entsprechend dem Wissenstand der 60er und 70er gemacht und dabei handelte es sich vor allem um eine politische Entscheidung.

Die erste nennenswerte seismische Risikoanalyse für das KKW Paks wurde zu Beginn der 1980er gemacht. Der technisch – seismologische Bericht wurde 1987 vom Institut für die Physik der Erde, Akademie der Wissenschaften der Sowjetunion, publiziert. Dieser Bericht kam zu dem Schluss, dass die Wahrscheinlichkeit für den Eintritt einer Intensität von 6° am Standort bei etwa 100 Jahren liegt, während 7° alle 10 000 Jahre erwartet werden kann. Im zweiten Fall liegt die entsprechende maximale horizontale Beschleunigung bei 0.15g.

Die Ungarische Wissenschaft akzeptierte jedoch weder die Methoden noch die Resultate des Sowjetischen Berichts, da sie eine höhere seismische Gefährdung des Standorts erwarteten. Die ersten ungarischen Untersuchungen wurden in den Jahren 1989- 90 gemacht und das Ergebnis war eine seismische Intensität von 7.8° und eine maximale horizontale Beschleunigung von 0.19 bis 0.28 g für eine Wahrscheinlichkeit von 10⁻⁴ Ereignis/Jahr bei 95% Verlässlichkeit. Diese konservativere Schätzung wurde von neuen *seismic profiling* und komplexen Auswertungen von Bohrlöchern, Schwerkraft und magnetischen Daten bekräftigt. Diese Daten zeigen junge Brüche in der unmittelbaren Nähe des KKW- Standorts von regionalem Umfang und stimmen mit dem tektonischen System des Pannonischen Beckens (ENE-WSW) überein.

1991 richtete der Präsident des Nationalen Atomenergiekomitees ein Wissenschaftliches Koordinationskomitee ein, das ein kohärentes und zweckmäßiges Forschungsprojekt zur Neubewertung der seismischen Gefährdung des Standorts des KKW Paks ausarbeiten und umsetzen sollte. Das Komitee fasste die Ergebnisse der Analysen in seinem Bericht vom Februar 1993 zusammen, einschließlich des Werts für die maximale horizontale Beschleunigung mit 0,35 g als konservative Schätzung für die höchste Bodenbeschleunigung (PGA – peak ground acceleration). Das Komitee ließ das mögliche Vorkommen von wirksamen Brüchen in der Region offen und von weiteren Untersuchungen zu beantworten.

Als Konsequenz initiiert das KKW Paks eine Untersuchung durch unabhängige internationale Experten. Der Vorsitzende des Nationalen Atomenergiekomitees lud die IAEO ein, diesen Überprüfungsprozess zu koordinieren.

Im September 1993 beendeten die IAEO-Experten die Untersuchung der Methoden und Dokumente zur Evaluierung des Standorts, die zur Verfügung standen. Sie kamen zu dem Schluss, dass die Input-Parameter, die während der Planung des KKW verwendet wurden, tatsächlich nicht dem seismischen Niveau des Standorts entsprachen. Gleichzeitig machten sie auf die Mängel der Standortuntersuchungen aufmerksam, insbesondere die Notwendigkeit international akzeptierte Regeln und Methoden anzuwenden wurden betont. Kritisiert wurde auch die Vollständigkeit, Kontrolle und Qualitätssicherung bei den Daten. Daher kamen die Experten der IAEO-Untersuchung zu dem Schluss, dass 0,35g PGA, die das Wissenschaftliche Koordinationskomitee geschätzt hatte, nicht als Grundlage für das seismische Verbesserungsprogramm verwendet werden können. Stattdessen sollte die Neubewertung mit den IAEO-Empfehlungen 50-SG-S1 (Rev 1) und 50-SG-D15 kompatibel sein und eine probabilistische Auswertung der seismischen Gefährdung durchgeführt werden. Gleichzeitig wurden weitere Untersuchungen verlangt, die wirksame Brüche und sekundäre seismische Effekte wie Verflüssigung einbeziehen. Zur Feststellung des Niveaus des Auslegungserdbebens sollten auch die IAEO – Empfehlungen 50-SG-D15 verwendet werden. Das maximale Auslegungserdbeben (SL-2) sollte mit einer Eintrittshäufigkeit von 10^{-4} Ereignis/Jahr entsprechend der internationalen Praxis definiert werden.

Im Oktober 1993 wurde der vorläufige Bericht über die IAEO-Expertenuntersuchung diskutiert. Es beteiligten sich englische, französische und italienische Experten und ein Forschungsprogramm wurde entwickelt, um das Programm für die Standortuntersuchung fertig zustellen. 1993 – 1995 wurden drei miteinander zusammenhängende Projekte durchgeführt:

- Design und Implementierung eines lokalen seismischen Monitoring-Netzwerks, systematische Datensammlung – und Auswertung;
- neue geologische, geophysikalische und seismologische Untersuchungen, um die bestehenden Daten zu überprüfen und zu vervollständigen, und um insbesondere spezielle hochauflösende Daten sowohl für das Land als auch die Donau zu bekommen;
- geotechnische Untersuchung zur Feststellung der geodynamischen Eigenschaften und des Verflüssigungspotentials.

Die Durchführung des Projekts wurde von Ove Arup, UK koordiniert und vom EU-Projekt "PHARE Regional Programme for Nuclear Safety 4.2.1 VVER 440-213 Seismic Hazard Reevaluation" unterstützt. Die IAEO hat die Durchführung des Projekts regelmäßig überprüft und evaluiert. Die Experten der IAEO gaben Empfehlungen ab.

Ove Arup berichtete Ende 1995 über die abschließende Evaluierung und ein seismo- tektonisches Modell als Grundlage für Berechnungen. Die maximale horizontale Beschleunigung und das entsprechende Response- Spektrum für das Auslegungserdbeben (mit einer Frequenz von 10^{-4} Ereignis/Jahr) wurden berechnet. Der Wert PGA wurde mit 0.25g festgelegt. Eine ebenso wichtige Schlussfolgerung lautete, dass die globale Verflüssigung bei diesem Wahrscheinlichkeitsniveau vernachlässigbar ist.

Ove Arups Abschließender Bericht wurde von der IAEO geprüft und es wurde befunden, dass der Bericht die Empfehlungen und Standards der IAEA erfüllt und dass die Ergebnisse für die seismische Sicherheitsevaluierung des KKW Paks konservativ genug sind und als Grundlage für ein seismisches Verbesserungsprogramm dienen können. Mit dieser Entscheidung der Ungarischen Atomenergiebehörde wurde ein weitreichendes Programm zur Verstärkung der seismischen Widerstandsfähigkeit im Jahre 1998 begonnen. Das fünfjährige Programm machte das KKW Paks zur Erdbeben - resistentesten Konstruktion in der Region. Zusätzlich empfahl die IAEA die Fortsetzung des mikroseismischen Monitoringprogramms, da der aktuelle Aktivitätswerte des bekannten Bruchs noch nicht wissenschaftlich vollständig ist.

2. Geplante Aktivität für die Bewertung der seismischen Gefährdung in der Zukunft

Entsprechend der Ungarischen Regelung, muss das KKW Paks alle 10 Jahre eine Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSR – Periodic Safety Review) durchführen. Die nächste PSR findet in der Periode 2006 bis 2008 statt, in deren Rahmen die Bewertung der seismischen Gefährdung unabhängig von der Lebensdauererweiterung implementiert werden wird.

Während des PSR – Programms wird die notwendige Datensammlung und Feldforschung entsprechend dem Stand der Technik durchgeführt werden. Ein neues seismo -tektonisches Modell wird konstruiert und die seismische Gefährdung wird mit den modernsten Methoden Neubewertet werden. Die Vorbereitung des Programms begann bereits im Jahre 2005 mit einer integrierten Analyse der Resultate des seismischen Monitoringnetzwerks und der Konstruktion eines 3D geologisch- tektonischen Blockmodells vom Standort. Das Blockmodell stellt die jungen Bruchsysteme in der Gegend dar und definiert dessen Geometrie. Die Monitoringergebnisse zeigen, dass keine Erdbeben mit einer Magnitude von $M_L > 1,0$ in einem Radius von 15 km um das Kraftwerk in den letzten 10 Jahren stattgefunden hat.

Im Rahmen der neuen Bewertung der seismischen Gefährdung werden alle Input- Daten aus der im Jahre 1995 gemachten Bewertung überprüft werden. Falls es der Stand der Technik erfordern sollte, werden neue Messungen durchgeführt und das seismo -tektonische Modell wird mit diesem verbesserten Datensystem konstruiert werden.

Entsprechend der konservativen Sicherheitsphilosophie wird die seismische Gefährdung mit probabilistischen Algorithmen für verschiedene wahrscheinliche Szenarien berechnet werden.

Die Frage von Terrorangriffen und Sabotage kann und muss ohne die Veröffentlichung von sensibler Information diskutiert werden.

Laut Punkt 5.4 des Berichts des Umweltbundesamts behandelt die Vorläufige UVP nicht die Fragen von Terrorangriff und Sabotage, den Schutz davor und die möglichen Effekte bei deren Eintritt.

Selbstverständlich berücksichtigt und erfüllt das KKW Paks die rechtlichen Anforderungen an den physischen Schutz des Kraftwerks als einer nuklearen Anlage. Es versteht sich von selbst, dass der physische Schutz des KKW nicht im Detail beschrieben werden kann, doch als Zusammenfassung kann gesagt werden, dass er der internationalen Konvention basierend auf dem satzungsgemäßen Gesetz Nr. 8 von 1987 über den physischen Schutz von nuklearem Material und Anlagen, dem IAEA – Dokument INFCIRC/225/Rev.4 und den relevanten Ungarischen Gesetzen und Regeln (Atomenergiegesetz und BM (Ungarisches Innenministerium) Gesetz 47/1997. (VIII.26.), novelliert durch das BM Gesetz 45/2005. (X.18) BM) entspricht. Die Wartung der technischen Systeme, das Training des mit dem physischen Schutz betrauten Personals und die geforderte Entwicklung werden regelmäßig sichergestellt, um das Niveau des physischen Schutzes zu erfüllen. Es gibt verschiedene Entwicklungen in Vorbereitung, die laut Plan bis zum Beginn der Lebensdauererlängerung im KKW implementiert werden und den Schutz gegen Terrorangriffe zusätzlich erhöhen werden.

Das Niveau des Schutzes in den Ungarischen nuklearen Anlagen und bei den relevanten Aktivitäten – auch des KKW Paks – wird jedes zweite Jahr umfassend unter der Anleitung der Atomaufsichtsbehörde HAEA entsprechend der Entscheidung, die auf den 11. September 2001 folgte, bewertet. Die erste solche Bewertung wurde 2002 durchgeführt, dann folgte eine zweite im Jahre 2004. Bei der Bewertung der Terrorgefährdung des Landes, werden die gesetzlichen und präventiven Schutzaspekte der landesweiten Bereitschaft überprüft. Bedrohungen, physischer Schutz und Bereitschaft des Katastrophenschutzes zur Abwendung der Folgen von Terrorangriffen werden in Detail bewertet und Maßnahmen werden empfohlen.

Die wichtigste Aussage der letzten Bewertung, die im Jahre 2004 implementiert wurde, war, dass zusätzlich zu der allgemeinen Terrorbedrohung der Staaten in Europa, es keine Hinweise gab, dass sich die Risikofaktoren für nukleare Anlagen weltweit oder in Ungarn erhöht hätten. Beim präventiven Schutz der Ungarischen Nuklearanlagen gab es keine besondere Information, die sich auf stattgefundenen Terrorangriffe bezogen hätte. Die technischen Systeme des physischen Schutzes des KKW sind eingerichtet, sie erfüllen die relevanten Anforderungen, sie werden kontinuierlich gewartet und technisch weiterentwickelt. Das Betriebspersonal und das Sicherheitspersonal sind entsprechend qualifiziert. Die Sicherheitsbehörden, die in den Schutz involviert sind, sind sowohl in Kontakt

mit dem Kraftwerk als auch untereinander. Die genehmigten Schutzpläne reagieren flexibel auf aktuelle Situationen.

Aufgrund des hohen Niveaus des beschriebenen physischen Schutzes und der angewendeten präventiven Schutzmaßnahmen, scheint das KKW Paks kein „attraktives“ Ziel zu sein. Die robuste Konstruktion des Primärkreises des KKW und die Tatsache, dass hochaktive Materialien in einem stark bewachten Gebiet vor physischen Aspekten geschützt aufbewahrt werden, widerlegen das Eintreten von radiologischen Folgen, wie sie in Punkt 5.4. der Studie beschrieben werden.

Eine umfassende Diskussion von Auslegungsstörfällen und von auslegungsüberschreitenden Störfällen sowie Maßnahmen zur Bewältigung schwerer Unfälle, einschließlich der Resultate von Sicherheitsanalysen zu auslegungsüberschreitenden Unfällen (initiiierende Störfälle, Unfallszenarien, Quellterme) sind notwendig, um das potentielle Risiko für die österreichische Bevölkerung genauer einschätzen zu können.

Folgen von großen radioaktiven Freisetzungen

Der Bericht an die Österreichische Regierung akzeptiert im Prinzip die Ergebnisse der Berechnungen der radioaktiven Freisetzungen und Dosisberechnungen für Auslegungsstörfälle. Die Ereignisse als solche haben keine bedeutenden Auswirkungen auf die Bevölkerung, nicht einmal in der Nähe des KKW und daher können auch keine grenzüberschreitenden Unfälle angenommen werden.

Betreffend die auslegungsüberschreitenden Störfälle (BDBA) und Schweren Unfälle (SA), sollte klargestellt werden, dass eine wesentliche Anforderung der internationalen Praxis verlangt, die Wahrscheinlichkeit solcher Ereignisse auf ein akzeptables Niveau zu bringen. Freisetzungen aus BDBA und SA sind in der internationalen Praxis für gewöhnlich nicht beschränkt (die einzige Ausnahme in der EU ist Finnland), doch ist die nationale Aufsichtsbehörde verpflichtet einzuschätzen, ob die zu erwartenden Freisetzungen und entsprechenden Wahrscheinlichkeiten akzeptabel sind. Offensichtlich ist, dass die Einschätzung durch die Aufsichtsbehörden in Europa harmonisiert ist, aber keine international akzeptierten Grenzwerte existieren (IAEA Safety Standards Series Safety Guide No. NS-G1.2.; UK NII Safety Assessment Principles 2005 Revision)

Der Bericht an die österreichische Bundesregierung akzeptiert, dass die Wahrscheinlichkeiten des KKW Paks ebenso niedrig sind wie für jedes andere KKW in der Nähe Österreichs oder irgendwo anders. (Es sollte gesagt werden, dass die in Punkt 5.5 zitierten Wahrscheinlichkeiten die Wahrscheinlichkeiten von Ereignisse über dem Auslegungsstörfall sind, d.h. dass die Wahrscheinlichkeit einer Kernschmelze geringer ist als die zitierten Werte).

Folgen von schweren Unfällen können offensichtlich bedeutend sein, wenn die Kernschmelze zu einer großen radioaktiven Freisetzung führt. Eine Level 2 PSA – Studie wurde für das KKW Paks zwischen 2000 und 2004 gemacht. Es wurde hervorgehoben, dass – ähnlich wie bei anderen WWER- 440/V-213 KKW- die Blöcke von Paks gegenüber anderen Reaktortypen größere Reserven (Wasser, Beton, Stahl) haben. Die Containment- Studie zeigte auch, dass die reale Kapazität des Containments wesentlich höher ist als der Designwert. Die Level 2 PSA wurde von mehreren internationalen Expertenteams überprüft.

Die Level 2 PSA führt teilweise aufgrund der präventiven Unfallmanagementmaßnahmen, die vor einigen Jahren eingeführt wurden, zu akzeptablen Resultaten. Die Strategie des Unfallmanagements ist die Verhinderung einer Kernschmelze selbst im Falle eines auslegungstörfallüberschreitenden Unfalls.

Die entwickelte Konzeption unterscheidet zwei Arten von durchzuführenden Aktionen in den folgenden beiden Prioritätskategorien:

- Die ersten prioritären Aktivitäten sollten während der Vorbereitung und Lizenzierung der Betriebsdauerverlängerung implementiert werden, die Vorbereitung dafür ist: die Planung der notwendigen technischen Modifikationen, deren Lizenzierung und der Start der Implementierung, die Entwicklung eines Sets von Maßnahmen für die Katastrophenbereitschaft (in einigen Fällen mit fehlenden oder vorübergehenden Elementen), um adäquate organisatorische Veränderungen zu implementieren. Charakter der Prioritätskategorien ist, dass die Ziele umgesetzt werden sollen, ungeachtet dessen, ob die Lebensdauer der Blöcke verlängert werden wird oder nicht.
- Die zweite Gruppe an prioritären Aktivitäten beinhaltet die technischen Modifikationen und andere Maßnahmen, die eingeführt werden, wenn eine Lebensdauerverlängerung der Blöcke genehmigt werden wird, so dass das Datum deren Implementierung mit dem Beginn der Lebensdauerverlängerung zusammenfallen würde.

2. Stellungnahmen der Länder Niederösterreich (auf Englisch), Burgenland und Wien (auf Deutsch) (Referenznummer: MA 22-2267/05)

Zusammenfassung der wichtigsten kritischen Punkte: Mangel an Information zum Alterungsprozess in der Vorläufigen Umweltstudie, mangelhafte Katastrophenbereitschaft und mangelhafte Unfallszenarien, Probleme mit der Übersetzung ins Deutsche.

Auf manche Fragen wiederholen wir als Antwort die detaillierten Kommentare, die auf die technischen Kommentare (Teil B) der Studie des Umweltbundesamts gegeben wurden.

Teil A: Die inhaltliche Struktur der Vorläufigen Umweltstudie wird beschrieben.
B) Die Analysen betreffend Alterungsmanagement fallen nicht in den Rahmen des UVP- Verfahrens. Die detaillierte Antwort ist unter den Antworten zu finden, die auf die Studie des Umweltbundesamts gegeben wurden.

C) Die Frage zur Leistungserhöhung ist unverständlich (aufgrund falscher Terminologie oder unrichtiger Übersetzung). Wie in der Antwort auf die Studie des Umweltbundesamts beschrieben wurde, fallen Leistungserhöhungen in den Rahmen der Genehmigungsverfahren der Nuklearen Sicherheit (atomrechtliche Genehmigung). Die UVP – Studie beschreibt die technischen Schritte der Leistungserhöhung im notwendigen Ausmaß. Ebenso ist klar, dass nicht beabsichtigt ist, die Dampferzeuger für die Implementierung auszutauschen.

D) Die Fragen zu Reaktorperformance, Designkriterien, Auslastungsfaktor und Anzahl der Reaktorabschaltungen während der Betriebsdauer fallen alle nicht in den Rahmen der atomrechtlichen Genehmigung und sind für die UVP nicht relevant.

E) Die Fragen zur Sicherheitserhöhung und mit welchen Methoden und in welchen Zeitabständen die Systeme überprüft werden, gehören nicht in den Rahmen des aktuellen Verfahrens. Das KKW arbeitet entsprechend definierten Anforderungen der nuklearen Sicherheit und die Genehmigung, die Technischen Betriebsregeln und weitere Vorgangsweisen und Regeln des Kraftwerks, deren Richtigkeit, Leistung und Überprüfungen werden ebenfalls kontrolliert.

F) Die Stellungnahmen zum Rückhaltevermögen der Reaktordruckbehälter gehören ebenfalls in den Rahmen der atomrechtlichen Genehmigung.

G) Die Frage zur Alterung wird ebenfalls in den Antworten auf die Studie des Umweltbundesamts beantwortet.

H) Die technische Beschreibung des Druckabbausystems (Bubbler Condenser – Turm, Bubbler Condenser, etc.) fällt nicht in den Rahmen des aktuellen Verfahrens. Da das Kraftwerk über ein Technisches Design und einen Abschließenden Sicherheitsanalysebericht verfügt, sind deren Bedingungen und Strukturen den Genehmigungs- und Überprüfungsbehörden bekannt. Es gibt keine Vorschrift, eine so detaillierte Dokumentation beim UVP- Verfahren anzufügen.

I) Für den Fall einer Turbinenexkursion hat das Kraftwerk geeignete Aktionspläne, die auch der Aufsichtsbehörde bekannt sind.

J) Die Frage zu Ereignissen wird ebenfalls in den Antworten auf die Studie des Umweltbundesamts beantwortet.

K) Die Frage zu Terrorangriffen wird ebenfalls in den Antworten auf die Studie des Umweltbundesamts beantwortet.

L) Ungarn verfügt über einen landesweiten Katastrophenschutz- Aktionsplan, der die in der jeweiligen Situation zu treffenden Maßnahmen detailliert beschreibt.

M) Da die Resultate der Bewertungen, die für die Vorläufige Umweltstudie und die Umweltstudie (UVP- Studie), die in der zweiten Stufe durchgeführt wurde, implementiert wurden und definitiv bestätigten, dass man keine grenzüberschreitenden Effekte aus der Lebensdauererlängerung annehmen muss, wird der Forderung nach Implementierung der zusätzlichen Analysen nicht zugestimmt.

3. Stellungnahmen von NGOs (auf Deutsch: Greenpeace, Global 2000, Wiener Plattform „Zukunft ohne Atomenergie“)

Die Stellungnahmen dieser Organisationen werden in einem abgehandelt, da deren Stellungnahmen nahezu ident sind. Wo ein Unterschied besteht, werden die Antworten an Greenpeace gesondert gekennzeichnet.

Stellungnahmen in Punkt 1: Diese Stellungnahme bezieht sich nicht auf ein spezifisches Dokument, sondern es enthält allgemeine Aussagen zur Atomenergienutzung und der damit verbundenen Probleme. Das ist eine Diskussion, die nicht Gegenstand der UVP ist.

Stellungnahmen in Punkt 2 - 3: Gemäß den Ungarischen Regelungen sollte der Lizenznehmer während der UVP die Umweltauswirkungen einer Lebensdauererlängerung eines in Betrieb befindlichen Kraftwerks bewerten, die zu verwendenden Technologie beschreiben und aufzeigen, was zu erwarten ist, wenn die Lebensdauererlängerung nicht eintritt, das ist „Nullvariante“ in diesem Fall. Es ist somit nicht Aufgabe hier, die Notwendigkeit einer Lebensdauererlängerung nachzuweisen.

Zu einzelnen Aussagen, wie „...die Notwendigkeit einer Lebensdauererlängerung kann in der Studie nicht nachgewiesen werden“, oder ...die Verwendung von Erneuerbaren Energie in der Ungarischen Energieversorgung ist in der Studie nicht detailliert genug ausgearbeitet...“, haben wir teilweise bereits oben Antworten gegeben. Wir möchten dazu noch sagen, dass diese Fragen im gesetzlich notwendigen Ausmaß behandelt wurden. Es ist keine Anforderung, die Ungarische Energiepolitikkonzeption und Entscheidungen über Energieeffizienzmaßnahmen in der UVP – Studie zur Lebensdauererlängerung des KKW Paks zu diskutieren. Wir sollten anmerken, dass es für das KKW Paks keine Alternative gibt, da es eine Genehmigung für den Betrieb von Atomreaktoren hat.

Stellungnahmen in Punkt 4: Der erste Absatz dieses Punktes kann aufgrund unprofessioneller Formulierung und deklaratorischer Sätze nicht interpretiert werden, die Quelle der zitierten IAEO- Daten fehlt. Wie auch immer, wir merken an, dass die Unterstützung der IAEO in diesem Prozess sichergestellt ist, da der Prozess im Rahmen eines gemeinsamen Projekts durchgeführt wird.

In Ungarn ist das Genehmigungsverfahren der Lebensdauererlängerung durch gesetzliche Anforderungen (wie oben erwähnt) geregelt, einschließlich der Nuclear Safety Regulation und den dazugehörigen Richtlinien.

Vor der Entscheidung des Eigentümers für eine Betriebsdauererlängerung wurde eine Machbarkeitsstudie gemacht, die die internationalen Erfahrungen einbezog und auf die in der Vorläufigen UVP – Studie Bezug genommen wird. Darüber hinaus gewährt der sogenannte „Expertenbeirat“ kontinuierliche technische Unterstützung. Die Mitglieder des Beirats werden von den wissenschaftlichen und technischen Organisationen Ungarns entsendet.

Die Stellungnahme Nr. 3 von Greenpeace und dieselbe von Global 2000 beziehen sich nicht auf die Studie, da das Energiemanagement Ungarns nicht in den Rahmen dieser Studie fallen. Die Stellungnahme Nr. 4 von

Greenpeace und dieselbe von Global 2000 gleichen inhaltlich dem Punkt 3 der Plattform, daher gilt die obige Antwort auch hier.

Stellungnahmen in Punkt 5-6:

Diese Stellungnahmen beziehen sich auf die Bewertung der externen Einflüsse auf die Blöcke und das ganze Kraftwerk. Entsprechend den Ungarischen Regelungen gehören solche Bewertungen in die Kompetenz der Atomaufsichtsbehörde, die unabhängig von der Lebensdauererlängerung durchgeführt und behandelt werden. Diese Bewertungen werden im Rahmen des Abschließenden Sicherheitsanalyseberichts und des Periodischen Sicherheitsberichts kontinuierlich auf den neuesten Stand gebracht. Die letzte Stellungnahme in Punkt 5.7. des Berichts an die Österreichische Bundesregierung befasst sich mit diesem Thema, daher gilt die darauf gegebene Antwort auch für diese Stellungnahme. Dieselbe bezieht sich auch auf die Stellungnahme zu den schweren Unfällen.

Die Stellungnahme Nr. 5 von Greenpeace und dieselbe von Global 2000 gleichen dem Inhalt von Punkt 4 der Plattform.

Für Stellungnahme Nr. 6 von Greenpeace sind die obigen Antworten relevant.

Die Stellungnahme Nr. 7 von Greenpeace bezieht sich auf die Frage der Abkommen zur Nuklearhaftung, was nicht Gegenstand der UVP ist.

4. Stellungnahmen von Privatpersonen (auf Deutsch) – 5 Stück.
Angesichts dessen, dass die Texte der fünf Stellungnahmen von Privatpersonen völlig ident sind und deren Stellungnahmen im Wesentlichen den Kommentaren der NGOs entsprechen, glauben wir eine Wiederholung vermeiden zu können, da die oben genannten Details diese Stellungnahmen beantworten.

Zusammenfassung

Die von der österreichischen Seite formulierten Stellungnahmen sind gemäß den geltenden gesetzlichen Vorschriften in Ungarn nicht ökologische Fragen, sondern eindeutig Fragen zur nuklearen Sicherheit und in Ungarn werden diese – zur Zeit und auch in Zukunft – nicht von Umweltbehörden bewertet, sondern von der Atomaufsichtsbehörde HAEA NSD.

Wenn man die technischen Kommentare und Stellungnahme des vorliegenden Dokuments betrachtet, wie auch die Kommentare als Antwort auf Punkt 5.7 der Studie des Umweltbundesamts, so wurden die Themen und Stellungnahmen der österreichischen NGOs und Privatpersonen bei der Ausarbeitung der UVP- Studie für die Lebensdauererlängerung des KKW Paks in dem Ausmaß berücksichtigt, wie es der Detailschärfe und Tiefe der Dokumentation entspricht. Zusätzlich gibt dieses Dokument entsprechend dem aktuellen Informationsstand in der aktuellen Implementierungsphase der Lebensdauererlängerung und des Genehmigungsverfahrens Antworten auf Fragen und Kommentare, die die Länderbehörden und NGOs und Privatpersonen stellten, die von der österreichischen Seite weitergeleitet wurden.

