

5. GEGENWÄRTIGER UMWELTZUSTAND IM BEREICH DES AKW – AUSWIRKUNGEN DES KRAFTWERKES AUF DEN UMWELTZUSTAND

Inhaltsverzeichnis

5. GEGENWÄRTIGER UMWELTZUSTAND IM BEREICH DES AKW – AUSWIRKUNGEN DES KRAFTWERKES AUF DEN UMWELTZUSTAND	2
5.1. Festlegung der Wirkungsfaktoren und -prozesse, die mit der nuklearen Energiegewinnung im Zusammenhang stehen	2
5.2. Bestimmung der Wirkungszone	6
5.2.1. Die mit den einzelnen Wirkungsfaktorengruppen in Beziehung stehenden Wirkungsräume	6
5.2.1.1. <i>Wirkungsraum, der voraussichtlich von den Auswirkungen der Vorbereitungsarbeiten betroffen sein wird</i>	6
5.2.1.2. <i>Wirkungsraum des AKW mit verlängerter Betriebsdauer</i>	6
5.2.2. Wirkungszone nach Elementen aufgegliedert	8
5.2.3. Wirkungsraum im Falle einer maximalen Betriebsstörung	9
5.2.4. Gliederung des zu untersuchenden Gebietes	9
5.3. Charakterisierung der Radioaktivität der Umgebung	10
5.3.1. Emission radioaktiver Materialien aus dem AKW Paks	10
5.3.2. Ergebnisse der radiologischen Umweltkontrolle des AKW	14
5.3.2.1. <i>Aktivitätskonzentration in der bodennahen Luft</i>	15
5.3.2.2. <i>In Boden- und Grasproben gemessene Aktivitätskonzentration</i>	17
5.3.2.3. <i>Aktivitätskonzentration in der Donau entnommenen Proben</i>	18
5.3.2.4. <i>Aktivitätskonzentration in Wasser-, Schlamm- und Fischproben aus Fischteichen</i>	18
5.3.2.5. <i>Aktivitätskonzentration im Grundwasser</i>	19
5.3.2.6. <i>Aktivitätskonzentration in Milchproben</i>	21
5.3.2.7. <i>Durchschnittliche Dosisleistung der Gamma-Strahlung in der Umgebung</i>	21
5.3.3. Einfluss des AKW auf die Strahlenmehrbelastung der Bevölkerung	26
(...)	
5.5. Zu erwartende Folgen einer Betriebsstörung	29
5.5.1. Erfordernisse im Zusammenhang mit der Bewertung von Betriebsstörungen	29
5.5.2. Im AKW Paks durchgeführte Betriebsstörungsbewertungen	30
5.5.3. Bisherige Vorfälle im AKW Paks, die mit einer Betriebsstörung einhergingen	41
5.5.4. Nichtnukleare Betriebsstörungen	41

5. GEGENWÄRTIGER UMWELTZUSTAND IM BEREICH DES AKW – AUSWIRKUNGEN DES KRAFTWERKES AUF DEN UMWELTZUSTAND

Existenz und Betrieb des Atomkraftwerkes gehen mit bedeutenden Auswirkungen auf den Umweltzustand einher. Die Ausformung der Grundauswirkungen im Vergleich zu der Zeit vor dem Bau des Atomkraftwerkes ist das Ergebnis einer Tätigkeit eines langen Zeitraumes. In diesem Kapitel wird damit einerseits der gegenwärtige Zustand der Umwelt klassifiziert, andererseits zusammengefasst: welche Rolle das Atomkraftwerk und damit verbundene Tätigkeiten bei der Ausformung des gegenwärtigen Zustandes gespielt haben. Wo nur irgendwie möglich wurde der gegenwärtige Zustand mit dem Merkmalen vor Errichtung des Kraftwerkes verglichen.

5.1. Festlegung der Wirkungsfaktoren und -prozesse, die mit der nuklearen Energiegewinnung im Zusammenhang stehen

Unabhängig davon, dass in diesem Kapitel nur die Beschreibung des gegenwärtigen Zustandes erfolgen wird, die Auswirkungen des Kraftwerkes in Betrieb bestimmt werden sollen, erscheint es dennoch zielführend die Umweltauswirkungen einer Betriebszeitverlängerung durchzudenken. Der Grund dafür ist, dass die wirksamen Wirkungsfaktoren und -prozesse im gegenwärtigen Zustand bzw. in einer Betriebszeitverlängerung praktisch identisch sind. Auch eine bereits in der Phase der Vorbereitungen der Betriebszeitverlängerung eingeleitete Leistungssteigerung wird nichts an den Auswirkungen ändern. Mit den gleichen Auswirkungen ist auch in der Phase einer Stilllegung zu rechnen, unabhängig davon, wann es zu dieser kommt.

Die an eine Betriebszeitverlängerung gebundene Wirkungsfaktoren zeigen sich in folgenden Phasen:

- Vorbereitung der Betriebszeitverlängerung, die Schaffung der nötigen Voraussetzungen der geplanten Tätigkeit, Ausführung der für eine Betriebszeitverlängerung nötigen Tätigkeiten, Eingriffe (von den behördlichen Verfahren über die Rekonstruktion bis zum Tausch der Einzelteile); diese Phase dauert praktisch ab heute bis zum theoretischen Abschalten von Block 1 im Jahr 2012 (gemäß Regierungsverordnung 20/2001 Planung);
- Die Betriebszeitverlängerung, das heißt der Betrieb des Kraftwerkes über die geplante dreißigjährige Betriebszeit hinaus, die voraussichtlich ab 2012 um weitere zwanzig Jahre geschehen wird (gemäß Regierungsverordnung 20/2001 Realisierungsphase);
- Stilllegung des Kraftwerkes nach Ablauf der Betriebszeitverlängerung (gemäß Regierungsverordnung 20/2001 Stilllegungsphase).

Auch im gegenständlichen Fall sind die Folgen eventueller Störfälle – im unserem Fall Maßstörfälle – gesondert zu untersuchen.

Die an die einzelnen Phasen gebundenen, erwartungsgemäß wichtigsten Wirkungsfaktorengruppen sind die folgenden:

Vorbereitungsphase (normale Betriebs- und darüber hinausgehende Wartungsarbeiten):

- Emission traditioneller Schadstoffe im Kraftwerk und in dessen Umgebung;
- Emission traditioneller Schadstoffe entlang der Transportwege;
- Unterschiedliche Inanspruchnahmen (z. B. Wasser);
- Entstehung radioaktiven Mülls.

Im Zuge der Vorbereitungsphase hingegen ist, da das Kraftwerk auch in dieser Zeit laufend arbeitet, als Hintergrundbelastung mit allen auch sich jetzt zeigenden konventionellen und radioaktiven Emissionen zu rechnen.

Arbeitsphase:

- Radioaktive Emissionen;
- Entstehung und Entsorgung radioaktiven Mülls;
- Emissionen konventioneller Schadstoffe (Luftverschmutzung, Lärm- und Erschütterungsbelastung, Wasser- und Bodenverschmutzung);

- Wärmeabgabe (in Luft und Wasser);
- Wasserentnahme;
- die Existenz der Gebäude, Aufbauten des Atomkraftwerkes, die Art der speziellen Raumnutzung.

Diese sind praktisch identisch mit den jetzt durch den Betrieb des Atomkraftwerkes wirkenden Wirkungsfaktoren, womit wir uns in diesem Kapitel auch ausreichend beschäftigen werden. Da die Stilllegung des Kraftwerkes eine eigene Umweltverträglichkeitsprüfung erfordert, wird dieser Teil nur in Übersichtsform in gegenständlicher Umweltverträglichkeitsprüfung behandelt.

Eine mögliche Form der Festlegung der Wirkungsprozesse, die sich aus den einzelnen Wirkungsfaktoren ergeben, ist die Anfertigung eines Flussdiagramms der Wirkungsprozesse. Dieses Diagramm wurde aufgrund der Betriebserfahrungen in der jetzigen Einrichtung angefertigt. Damit unterscheidet sie sich geringfügig von den üblichen der Umweltverträglichkeitsprüfungen, beschäftigt sie sich doch nicht in erster Linie mit Prognosen. Dies bedeutet, dass nicht die sog. potenziellen, wahrscheinlich auftretenden Wirkungsprozesse und -faktoren, sondern die auch tatsächlich auftretenden vorgestellt werden.

Das Flussdiagramm 5.1. skizziert daher alle wichtigen Wirkungsfaktoren, die mit dem Bestehen und dem Betrieb, eventuellen Störfällen des Kraftwerkes und deren mittel- und unmittelbare Folgen, sowie die Umstände wie sich diese auf den Menschen auswirken könnten. Bei der Bewertung der Auswirkungen des Kraftwerkes sind wir von den hier festgelegten Wirkungsprozessen ausgegangen.

Der Aufbau des Diagramms ist wie bei den sonstigen Umweltverträglichkeitsprüfungen: In der ersten Säule werden die Umweltelemente und -systeme angeführt. Die zweite Säule enthält die Laufnummer der Wirkungsfaktoren. In der dritten Säule schließlich sind – nach den einzelnen Umweltelementen und -systemen aufgeschlüsselt – die Wirkungsfaktoren der einzelnen Tätigkeiten zu finden. Wo ein Wirkungsfaktor auf mehrere Elemente wirkt wird dieser selbstverständlich in mehreren Säulen vorkommen (siehe zu Beispiel die Emission konventioneller Schadstoffe, die unter Laufnummer 2., 9., und 13. vorkommt, weil sie gleichermaßen Luft, Wasser und Boden betrifft.)

In der fünften Kolumne schließlich sind die unmittelbaren Auswirkungen, danach die mittelbaren zu sehen. Die Pfeile geben die Weitergabe unter den einzelnen Trägern dieser Auswirkungen an. Bei dieser Weitergabe werden in der Regel zwei Phasen benannt, da die Wirkungsprozesse in der Regel nachlassen, schwächer werden und nach zwei Phasen unbeträchtlich sind. In der letzten Säule des Diagramms wird – als letzter Träger dieser Auswirkungen – der Mensch gesondert dargestellt. In dieser Säule zeigen wir an, wie die in der Wirkungszone lebende Bevölkerung die einzelnen Wirkungsprozesse erleben kann, wie sich für diese die einzelnen Wirkungsprozesse vom Standpunkt der Verwendungsmöglichkeiten her zeigen.

Übersetzung nächste Seite

Erített körny.-i elem/rendszer	Hatótényező	Közvetlen hatás	Közvetett hatások	Ember mint végső hatásviselő
Levegő	1. Radioaktív kibocsátások a működés során	→ Háttérterhelés változása		→ Kockázat növekedés
	2. Hagyományos légszennyezőanyag kibocsátás a működés fázisában	→ Levegőminőség változás a szűkebb környezetben és a megközelítési utakon		→ Egészségügyi hatások
	3. Hőkibocsátás a légtérbe	→ Közvetlen környezet lég-	→ Mikroklímatiskus változás	→ Egyes használatok esetenkénti zavarása
	4. Erőmű léte, urbánhatása	→ hőmérsékletének vált.		→ Egészségügyi kockázatok növekedése
	5. Haváriás légszennyezés	→ Radioaktivitás háttérterhelést meghaladó növekedése a környezetben		
Felszín és felszín alatti vizek	6. Vízkivétel (hűtő- és szociális víz igény)	→ Mennyiségi csökkenés a felszíni és f.a. vizekben		→ Használatkorlátozás
	7. Beépített és burkolt felületek léte	→ Lefolyási viszonyok vált.		→ Kockázat növekedés
	8. Radioaktív kibocsátások a működés során	→ Felszíni vizek minőségváltozása	→ Felszín alatti vizek szennyezése	→ Használatkorlátozás
	9. Hagyományos szennyezőanyag kibocsátás - szennyvíz keletkezés	→ Felszíni vizek minőségváltozása		→ Egyes használatok időszakos zavarása
	10. Meleg hűtővíz kibocsátás	→ Befogadó vízhőmérsékletének változása		→ Egyes használatok időszakos korlátozása
	11. Haváriás vízszennyezés	→ Kibocsátási korlátot túllépő szennyezés növekedés a befogadóban, vagy a felszín alatti vizekben	→ Radioaktív anyagok kitüledése a felszíni vizekre	
Föld	12. Az atomerőmű, mint építmény léte	→ Folyamatos, növekvő rétegterhelés	→ Esetleges elmozdulások	→ Használatok korlátozása
	13. Hagyományos hulladékok keletkezése a működésnél	→ Talajszennyezés		→ Kockázat növekedés
	14. Radioaktív hulladékok keletkezése a működésnél	→ Talajszennyezés		→ Használatok korlátozása
	15. Haváriás talajszennyezés	→ Háttérterhelést meghaladó szennyezés növekedés		
Élővilág-ökoszisztémák	(nincs közvetlen hatás)		→ Életfeltételek változása	→ Migráció, degradáció
Művi elemek	(nincs közvetlen hatás)		→ Allagromlás	
Települési környezet	16. A létesítmény léte	→ Település léte és fejlődése		→ Urbánus hatások erősödése
(Zaj, rezgés)	17. A létesítmény működése	→ Zaj- és rezgés		→ Kellemetlenség
Táj	18. A létesítmény léte	→ Tájhasználat korlátozás		→ Életkörülmények változása
		→ Tájképi zavarás		

Abbildung 5.1. Umweltwirkungsprozesse des Betriebes des AKW

Betroffenes Umweltele- ment/system		Wirkungsfaktor	Unmittelbare Auswirkung	Mittelbare Auswirkung	Mensch als letzter Wir- kungsträger	
Luft	1.	Radioaktive Emissionen im Betriebs- verlauf	Veränderung der Hintergrundbelas- tung	Veränderung des Mikrokli- mas	Risikosteigerung	
	2.	Emission traditioneller Luftverschmut- zungspartikel im Verlauf des Betriebs	Veränderung der Luftqualität in der engeren Umgebung und entlang der Zufahrtswege		Gesundheitliche Auswir- kungen	
	3.	Wärmeabgabe in die Atmosphäre	Veränderung der Lufttemperatur der unmittelbaren Umgebung			
	4.	Bestehen des Kraftwerkes, Urbanwir- kung				
	5.	Luftverschmutzung bei Havarie	Ansteigen über die Hintergrundbelas- tung im Fall einer Havarie		Steigerung der Gesundheits- risiken	
Oberflächen und unterirdi- sche Gewässer	6.	Wasserabgabe (Kühl- und Nutzwasser- bedarf)	Mengenverminderung in den Grund- und Oberflächengewässern	Verschmutzung der Grund- gewässer	Beschränkung der Nutzung	
	7.	Bestand der eingebauten und abgedeck- ten Abdeckungen	Veränderung der Abflussrichtungen		Steigerung der Risiken	
	8.	Radioaktive Emissionen im Verlauf des Betriebs	Qualitätsveränderung der Oberflä- chengewässer		Beschränkung der Nutzung	
	9.	Emission traditioneller Schadstoffe – Schmutzwasser	Qualitätsveränderung der Oberflä- chengewässer		Temporäre Störung einzel- ner Nutzungen	
	10.	Abgabe von warmen Kühlwasser	Veränderung der Wassertemperatur des Zielgewässers		abschnittsweise Störung einzelner Nutzungen	
	11.	Wasserverschmutzung bei einer Hava- rie	Steigerung der Verschmutzung über den Grenzwert des Zielgewässers oder in den unterirdischen Gewäs- sern			
Boden	12.	Bestand des AKW als Gebäude	Laufender Anstieg der Schichtbelas- tung	Eventuelle Verschiebungen	Sicherheitsprobleme	
	13.	Anfall traditionellen Mülls bei Betrieb	Bodenverseuchung		Beschränkung der Nutzung	
	14.	Anfall radioaktiven Mülls bei Betrieb	Bodenverseuchung		Steigerung der Risiken	
	15.	Bodenverseuchung bei einer Havarie	Anstieg über die Hintergrundbelas- tung hinaus		Beschränkung der Nutzung	
Fauna-Ökosysteme		Keine unmittelbare Wirkung		Veränderung der Lebens- umstände	Migration, Degradation	Reduktion der Biodiversität
Kunstabauten, Siedlungsum- welt		Keine unmittelbare Wirkung		Substanzverschlechterung		Anstieg des Erhaltungsan- spruches
	16.	Bestand der Einrichtung	Bestand und Entwicklung der Sied- lung		Verstärkung der Urbanisie- rungsfolgen	Möglichkeit eines organi- schen Wachstums
Lärm Erschütterung	17.	Betrieb der Einrichtung	Lärm und Erschütterung			Verbesserung der Nut- zungsmöglichkeiten
Landschaft						Unannehmlichkeiten
	18.	Bestand der Einrichtung	Einschränkung der Landschaftsnut- zung Störung des Landschaftsbildes			Veränderung der Lebens- umstände

5.2. Bestimmung der Wirkungszone

Nach der Identifizierung der Wirkungsfaktoren und der Festlegung der von ihnen induzierten Wirkungsprozesse, der Aufgliederung der betroffenen Wirkungsträger kann die von den Wirkungen betroffene Zone, die sog. Wirkungszone, im vorhinein festgelegt werden. Die im voraus geschätzte Wirkungszone, das zu untersuchende Gebiet wird im Rahmen der Grundbewertung der Umweltelemente und -systeme, dann bei der Prognose bezüglich der Betriebszeitverlängerung noch weiter verfeinert werden. Im gegenständlichen Fall ist die laut Rechtsbestimmung festzulegende Wirkungszone an die Auswirkungen des weiter in Betrieb befindlichen Kraftwerkes zu binden. (Weiters wird bei einer bereits im Betrieb befindlichen Anlage bei der Bestimmung der Wirkungszone auch für wichtig erachtet, dass entweder die Gleichheit oder die Differenz der Wirkungsfaktoren zur Zeit und in der Zukunft präsentiert wird.)

Der Grund dafür, dass die Wirkungszone (genauer gesagt die Untersuchungszone in gegenständlicher Phase) in Kapitel 5 festgelegt wird und nicht in Kapitel 6, das sich mit der geplanten Tätigkeit befasst, liegt darin, dass wir zur Beschreibung der Wirkungen des im jetzigen Zustand arbeitenden Kraftwerkes wissen müssen, in welcher räumlicher Relation wir diese zu untersuchen haben. Deshalb wurde bei der Festlegung der Wirkungszone sowie bei der Präzisierung der Aufgaben der einzelnen Fachgebiete die Feststellungen früherer ähnlicher Studien, sowie die Erfahrungen aus dem Betrieb des Kraftwerkes und die sich darauf beziehenden Messergebnisse des Umweltschutzmonitoringprogramms beachtet.

5.2.1. Die mit den einzelnen Wirkungsfaktorengruppen in Beziehung stehenden Wirkungsräume

Bei der Schätzung der Wirkungszonen sind in einem ersten Schritt die an verschiedenen Wirkungsfaktoren gebundene Zonen bezüglich Belastung und Inanspruchnahme festlegbar. In Kenntnis dieser Wirkungszonen nach Wirkungsfaktoren können diese nach Elementen zur eigentlichen Wirkungszone zusammengefasst werden. Die Wirkungszonen nach Wirkungsfaktoren können bei der Erstellung von Eingriffsmaßnahmen zur Anwendung kommen, bei der Umweltverträglichkeitsprüfung ist aber die Kenntnis der Wirkungszonen nach Elementen wichtiger (Vergleich von Wirkungszone und Kontrollumgebung nach einzelnen Elementen zur Bewertung der einzelnen Veränderungen).

5.2.1.1. Wirkungsraum, der voraussichtlich von den Auswirkungen der Vorbereitungsarbeiten betroffen sein wird

Praktischerweise können wir in diesem Zusammenhang von mittelbaren Wirkungszonen im Bereich der Erhaltungsarbeiten, der Transporttätigkeit und eventuell anderer Bereiche (vgl. Material- und Mülldeponie, Müllverwertungsbecken) sprechen. Diese sind räumlich klar voneinander abgrenzbar. Die Wirkungszone der Erhaltungsarbeiten bleiben nach Schätzungen im Bereich der Betriebsstätte. Die Wirkungszone einer vermehrten Transporttätigkeit ist aller Wahrscheinlichkeit nach nicht von der Wirkungszone des für den Normalbetrieb erforderlichen Bereiches klar abgrenzbar.

Bei gegenständlicher Tätigkeit muss nicht von einer unmittelbar betroffenen Wirkungszone gesprochen werden, sind doch für die Vorbereitungsarbeiten für eine Betriebszeitverlängerung keinerlei betriebliche oder infrastrukturelle Entwicklungen nötig.

5.2.1.2. Wirkungsraum des AKW mit verlängerter Betriebsdauer

Diese Wirkungszone ist praktisch identisch mit der gegenwärtigen Wirkungszone. Den Erwartungen nach wird sich die Wirkungszone des Kraftwerkes mit verlängerter Betriebszeit im wesentlichen im Vergleich zur jetzigen Wirkungszone kaum verändern.

5.2.1.2.1. Wirkungszone radioaktiver Emissionen

Die radioaktiven Emissionen betreffen Luft und Oberflächengewässer unmittelbar. In die Luft geratene Strahlenmaterial kann aus Umweltschutz- und gesundheitlicher Sicht nur dann akzeptabel sein, wenn diese im Vergleich zur Hintergrundstrahlung keinerlei Mehrbelastung bedeutet, ebenso darf eine die Oberflächengewässer (die Donau) betreffende unmittelbare Belastung keine maßgebende Erhöhung der Radioaktivität im Träger mit sich bringen.

Die in die Atmosphäre geratene Radioaktivität gerät aus dieser ausgewaschen oder abgelagert in die Oberflächengewässer, auf die Böden, in die Fauna. Ebenso kann die in Gewässer geratene Belastung in Richtung Flora und Fauna weitergegeben werden. In Gebieten ohne Abfluss, in stehenden Gewässern, im Boden und in einzelnen Lebewesen

der Fauna können sich die radioaktiven Isotopen mit einer hohen Halbwertszeit kumulieren, im besonderen in jenen Umweltelementen und in jenen Gebieten, wo die radioaktive Belastung über mehrere Quellen verfügt (zum Beispiel gilt dies für in der Ausfallzone produziertes Gemüse die Luft, den Boden und das für die Bewässerung benutzte Wasser der Donau). Demgemäss müssen – **obwohl eine fundamentale Änderung in den von der radioaktiven Emission betroffenen Umweltelementen bis jetzt nicht nachweisbar war** – wegen der anzunehmenden akkumulierenden Wirkungen die mittelbar betroffenen Umweltelemente ebenso als Wirkungsträger erachtet werden.

Mittelbare Wirkungszone

Von einer interpretierbaren Wirkungszone der von der Strahlung unmittelbar betroffenen Elemente kann – unter Beachtung des oben gesagten – nicht gesprochen werden. Dies haben die bisherigen Erfahrungen und Messergebnisse auch eindeutig gezeigt. Die radioaktiven Emissionen des Kraftwerkes im Normalbetrieb erreichen die der Hintergrundstrahlung entsprechenden Werte bereits innerhalb der Sicherheitszone des Kraftwerkes, ist daher außerhalb der Sicherheitszone nicht höher als die der Hintergrundstrahlung. Die unmittelbar in die Donau geführten Abwässer verursachen gemäß den Messergebnissen keinerlei maßgebliche Steigerung der Aktivität, auch hier ist mit einer Mehrbelastung nicht zu rechnen.

Unmittelbare Wirkungszone

Zur Festlegung des Raumes für eventuell infolge der Akkumulationsprozesse eintretende Veränderungen ist bei Atomkraftwerken in der internationalen Praxis ein Umkreis von dreißig Kilometer die allgemeine Praxis (Internationale Praxis heißt hier die bei amerikanischen, kanadischen und finnischen Atomkraftwerken angewandte Umweltverträglichkeitsprüfungspraxis, da die Akkumulationsprozesse in den lokal geschlossenen Systemen im Falle von Emissionen bei Störfällen zehn bis zwölf Meilen beträgt, nach 16 bis zwanzig Kilometer also kaum nachweisbar sind.) Darunter sind die gut akkumulierenden und daher einer erhöhten Gefahr ausgesetzten Umweltelemente die folgenden:

- Kolloidböden,
- Regelmäßig mit Binnenwässern bedeckte oder feuchte Gegenden,
- Standgewässer,
- stehende Teile von Fließgewässern,
- Sedimente von Stand- und Fließgewässern,
- Bei der Flora Pilze, Gräser, Moose,
- Von der Kulturpflanzen alle Wurzelgewächse,
- Waldtannen (besonders die spitzblättrigen),
- Waldbäume mit hohem Schnittturnus, Standkulturen,
- Bei den Tieren jene, die sich von den im vorhinein aufgezählten Pflanzen ernähren, Schnecke, Ente, Gans, Hase, Weidevieh (Schaf, Ziege, Reh, Rind),
- und natürlich die ganze hier lebende Bevölkerung.

Die **Entstehung des radioaktiven Mülls** konzentriert sich auf die Betriebsstätte des Atomkraftwerks. Die Behandlung, ja sogar die Zwischenlagerung hat hier zu erfolgen, die unmittelbare Wirkungszone bleibt also innerhalb der Betriebsstätte. Im gegenständlichen Fall wird als mittelbare Wirkungszone die Bereiche erachtet, in denen der Müll vorübergehend und endgültig gelagert wird. Dies ist zum Teil ebenfalls innerhalb der Betriebsstätte gelöst, eine endgültige Lösung ist aber nur außerhalb der Betriebsstätte möglich (im Raum Bátaapáti, Boda). Im gegenständlichen Fall kann eine klare Abgrenzung der Wirkungszone nicht erfolgen, befindet sich doch der Aufbau der Deponie erst in seiner Anfangsphase. Alle diese Tätigkeiten unterliegen der Pflicht eine anzufertigen, weshalb die Festlegung der Wirkungszone im Rahmen eines eigenen Zulassungsverfahrens zu erfolgen hat.

5.2.1.1.2.2. Wirkungszone traditioneller Umweltbelastungen und Inanspruchnahmen

Luftverschmutzung

Die Häufigkeit von Emissionen konventioneller Luftverschmutzungspartikel ist gering, die Wirkung auf die Umweltelemente ebenfalls. Die Wirkungszonen der Dieselgeneratoren wurden mit einer Ausbreitungsberechnung defi-

niert – dabei wurde festgestellt, dass deren Wirkungszonen innerhalb der Betriebsstätte zu erwarten ist, siehe auch Kapitel 5.4.1. und Beilage 4.

Wasserbelastung

Die nichtradioaktiven Wässer des Atomkraftwerkes kommen nach der Klärung in das aufnehmende Gewässer, ihre Wirkung verändert die Qualität des aufnehmenden Gewässers nicht maßgeblich, die Wirkungen bleiben innerhalb der Sicherheitszone. Dies wird sich auch im Falle der Betriebszeitverlängerung nicht verändern.

Wirkungszone der Wärmebelastung

Die Wärmewirkung belastet unmittelbar einerseits die Luft andererseits die Donau als aufnehmenden Fluss. Bei letzterer fließt dieser Wärmeschweif neben dem rechten Ufer die Donau hinab (siehe auch Kapitel 5.4.2.) Die Wirkungszone wurde hier gemäß den früheren Prognosen mit einem Gebiet von zehn bis achtzig Kilometer angesetzt, abhängig von den Wetterverhältnissen. Nach den bis jetzt angefertigten Wärmeaufnahmen wird aber diese Ausbreitung nicht erreicht, nach vier bis fünf Kilometer unterhalb des Kraftwerkes ist, wie die Thermoaufnahmen zeigen, aber auch die Ergebnisse der Temperaturmessungen, die Durchmischung abgelaufen. Die Wirkung der Wärmebelastung erreicht bei der Mündung der Sió, dreißig Kilometer unterhalb des Kraftwerkes die Grenzen ihrer Ausweisbarkeit. Mit einer Veränderung ist hier auch bei einer Betriebszeitverlängerung nicht zu rechnen. Die Wärmeauswirkungen betreffen unmittelbar die Ökosysteme entlang des Ufers, in erster Linie das rechte entlang des Wärmeschweifs. Damit ist das diesem Donauabschnitt parallele Ufer ebenfalls als eine Wirkungszone zu erachten.

Wirkungszone aufgrund der Wasserentnahme des Kraftwerkes

Zur Sicherung der Wasserversorgung des Atomkraftwerkes entstehen bei den alle drei bis vier Jahre vorkommenden Niedrigpegelständen notwendigerweise Furten. In dieser Periode können diese Furten den Schiffverkehr auf längeren Donauabschnitten richtungsabhängig im Umkreis des Kraftwerkes behindern. Die Beschränkungen der Ausbaggerung können den Flussabschnitt Laufkilometer 1505-1536 betreffen, den Umkreis von 16 bis 22 Kilometer um das Kraftwerk.

Die Einrichtungen, spezielle Verwendung von Grund und Boden

Auf dem Gebiet geht das Bestehen der Betriebsstätte mit einer gewissen **Urbanwirkung**, also mit Veränderungen im Bereich des Mesoklimas einher. Dies ist schätzungsweise mit einem Umkreis von einigen Kilometern lokalisierbar. Mit zusätzlichen Wirkungen ist hier auch nicht zu rechnen.

Das blockartige Erscheinungsbild der Bauten und/oder deren besondere Höhe zeigt sich in der **Landschaft** bereits in einer Entfernung von zehn Kilometer als ein sehr prägnantes Element. Mit neuen – auch in der Landschaft aufscheinenden – Elementen ist aber auch im weiteren nicht zu rechnen. Man kann daher in der Umgebung mit dem bisher gewohnten Bild rechnen.

Das Kraftwerk als wirtschaftliche Einrichtung hat die Bevölkerung der umgebenden Gemeinden mobilisiert und im besonderen in Paks Verstärkerprozesse eingeleitet, und damit auch zu landschaftsstrukturellen Veränderungen geführt. Sofern es zu keiner Betriebszeitverlängerung kommt, könnte die Abschaltung der Blöcke einen gegenläufigen Prozess einleiten, und wir können mit einer Rückentwicklung (einmal angenommen, dass sich keine neuen dynamischen Branchen ansiedeln) rechnen. Die Wirkungszone bei gegenständlichem Wirkungsfaktor ist die Stadt Paks und die vom Kraftwerke mobilisierte Umgebung.

Das Bestehen des Kraftwerkes geht in der unmittelbaren Umgebung mit Beschränkungen in der Raumnutzung einher, diese würden auch ohne einer Betriebszeitverlängerung bestehen bleiben, da eine Stilllegung – abhängig von den Ausstiegsvarianten – bis zu einhundert Jahren andauern kann, obwohl der Zeitbedarf für den sofortigen Ausstieg dreißig Jahre beträgt.

5.2.2.. Wirkungszone nach Elementen aufgegliedert

Im Zuge der Präsentation der Wirkungszonen nach Elementen gegliedert werden die Veränderungen, die ein Umweltelement betreffen, aus unterschiedlichen Wirkungsfaktoren herrührend und deren Wirkungszonen als Einheit erachtet, womit die unterschiedlichen Emissionszonen überschneiden können. Die Vereinigung aller dieser Zone ist dann die Wirkungszone des betreffenden Umweltelementes.

Bezüglich von atmosphärischen Emissionen ist der Ausstoß von radioaktivem Material das entscheidende. Aufgrund dessen ist bezüglich der **Luft** ein Umkreis von dreißig Kilometer als die weitere Wirkungszone zu erachten, da we-

gen der geringen Intensität der Wirkungen keine besondere Wirkungszone festgelegt werden kann. Ein Umkreis von dreißig Kilometer erscheint aus der Sicht der Untersuchung ein akzeptables Maximum, da aufgrund der früher erfolgten Messungen die hier messbaren Wirkungen eine vernachlässigenswerte Größenordnung hatten.

Aus der Sicht der **Oberflächengewässer** ergibt sich die Eingrenzung der Wirkungszone aus den radioaktiven Emissionen und der Wärmebelastung. Den bisherigen Erfahrungen zufolge überschreitet die Wirkungszone der Wärmebelastung der Donau die Wirkungszone der radioaktiven Belastung, wenn wir die Wirkungszone gemäß der Dosisbelastung des Menschen und den Komponenten der betroffenen Biosphäre festlegen. Deshalb ist hier die Wärmebelastung maßgebend. Andere Oberflächengewässer sind keiner Wärmebelastung ausgesetzt, sie können nur durch Ausfall, Auswaschung eventuell von radioaktiver Bestrahlung betroffen sein, deshalb müssen in diesem Bereich die Gebiete die der Akkumulation der Strahlungsbelastung ausgesetzt sind in die Wirkungszone einbezogen werden.

Bezüglich der **unterirdischen Gewässer** ist entsprechend der Strömungsrichtung das Gebiet unter der Betriebsstätte bzw. östlich, südöstlich davon bis zur Donau in Betracht zu ziehen.

Im Falle des **Bodens** und der **Fauna** ist in erster Linie der Verein aller von der Wärme- und radioaktiven Strahlung betroffenen Gebiete, sowie das vom Ausfall aus der Atmosphäre betroffenen Gebiet die Wirkungszone. Aus der Sicht einer Wärmebelastung gehören noch ein Streifen entlang des Ufers, aus radiologischer Sicht das Gebiet, das einer Akkumulation ausgesetzt ist, hierher. Die Wirkungszone der Böden entsprechen der Gesamtheit jener Gebiete, wo man mit der Akkumulation von Strahlungstoffen mit Veränderungen im Boden rechnen kann.

Die Wirkungszone der **Siedlungsumgebung** ist nicht unmittelbar, sondern nur vermittelt mit der Tätigkeit in Verbindung. (Lebens- und Bewegungsraum der ArbeiterInnen im Kraftwerk ist die Stadt). Unmittelbar auf die Umgebung einwirkende Wirkungsfaktoren (In die Luft emittierte Wärme oder radioaktive Stoffe) könnten Paks zwar betreffen, doch gibt es keinerlei sich daraus ergebende Veränderungen für die Stadt. Der Begriff der Wirkungszone ist daher nicht interpretierbar. Die sich mittelbar zeigenden Tätigkeiten konzentrieren sich auf das Gebiet der Stadt Paks (vgl. Entwicklung der Siedlungsstruktur und der Infrastruktur).

Als Wirkungszone der **Landschaft** als Umweltsystem kann die ganze Gegend betrachtet werden, woher die Einrichtung gesehen werden kann (Dies ist die umfassendste Definition aus Landschaftssicht).

5.2.3. Wirkungsraum im Falle einer maximalen Betriebsstörung

Im Falle des maximalen Maßstörfalles sichern die Sicherheitseinrichtungen noch, dass es nicht nötig ist, für die außerhalb der Sicherheitszone lebende Bevölkerung Sicherheitsmaßnahmen zu verordnen. In diesem Fall steigen die atmosphärischen Emissionen stark an, weshalb man nur die Wirkungszone dieser untersuchen muss. Die mit älteren Ausbreitungszahlen durchgeführten Untersuchungen haben gezeigt, dass es auch in diesem Fall ausreicht, die Wirkungen in einer Zone von dreißig Kilometer Umkreis zu untersuchen.

Im gegenständlichen Fall stimmen das bei der Präsentation des gegenwärtigen Zustandes in Betracht zu ziehende Gebiet und die – in den Rechtsvorschriften für die Erstellung einer Vorstudie zu einer Umweltverträglichkeitsprüfung festgelegte – Wirkungszone für den Fall einer Betriebszeitverlängerung praktisch eins zu eins überein. Die Wirkungszone ist aber im Laufe der detaillierten Untersuchungen weiter zu präzisieren. Die weiter unten beschriebene Gliederung wurde auch auf einer Karte festgehalten.

5.2.4. Gliederung des zu untersuchenden Gebietes

Zusammenfassend umfasst damit das zu untersuchende Gebiet folgende Bereiche:

- **Sicherheitsbereich:** hier handelt es sich um einen ca. 2,7 bis 3 Kilometer Zone vom Kraftwerk, bzw. der Linie der Donau, die Betriebsemissionen bleiben in der Regel innerhalb dieser Zone
- **Engerer Bereich:** Dies ist jener Bereich, in den sich nach den bisherigen Schätzungen die traditionellen Verschmutzungen sowie die Umweltbelastungen im Maximalfall ausbreiten. Dieser Bereich befindet sich einem fünf bis acht Kilometer weiten Bereich um das Kraftwerk. Zu diesem Bereich gehört auch noch der ca. dreißig Kilometer lange Donauabschnitt unterhalb von Paks, der der Wärmebelastung ausgesetzt ist, und alle Transportrouten (in erster Linie bis Paks).
- **Weiterer Bereich:** Den Schätzungen zufolge ist dies jener Bereich, der sich soweit erstreckt, soweit die radiologischen Wirkungen im Falle einer Betriebsstörung einen ausweisbaren kollektiven Dosisanstieg verur-

sachen, bzw. man eventuell mit Akkumulierung rechnen muss. Dies ist ein maximaler Umkreis von dreißig Kilometer.

Diese Dreigliederung wurde im Zuge der Untersuchungen zur Grundlage genommen, d.h. im Sicherheitsbereich von drei Kilometer wurden alle Umweltelemente und -systeme bezüglich ihres gegenwärtigen Zustands beschrieben und aufgedeckt. Zwar ist die ganze Stadt Paks nicht Teil dieses Gebietes, dennoch wurde auch diese ganz besonders untersucht.

In der engeren Zone wurden alle Umweltelemente und -systeme innerhalb deren eigener Wirkungszonen präsentiert. In der weiteren Zone wurden die herausragenden Werte einzelner Umweltelemente, deren Gefährdungsfaktoren aufgezeigt, mit einem geringerem Detailliertheitsgrad als im vorhergehenden Fall (Die Charakteristika der erweiterten Zone sind sich sehr langsam verändernde Parameter und wurden bereits in Kapitel 4, das die Situation vor der Inbetriebnahme des Kraftwerkes beschreibt, präsentiert).

5.3. Charakterisierung der Radioaktivität der Umgebung

5.3.1. Emission radioaktiver Materialien aus dem AKW Paks

Seit der Inbetriebnahme des ersten Blocks des Atomkraftwerkes Ende 1982 emittiert das Kraftwerk laufend radioaktive Stoffe in die Atmosphäre und in die Donau. Die Menge der emittierbaren Radionuklide wird von äußerst strengen behördlichen Vorschriften geregelt, deren Einhaltung der Betrieb selbst und die Behörden des öfteren kontrollieren.

Grundlage der zeitgenössischen Regelung war es, dass man die aus den Emissionen im geplanten Normalbetrieb berechnete Strahlenbelastung der Bevölkerung mit der Emissionsgrenze (250 $\mu\text{Sv}/\text{Jahr}$ bei einer Leistung von 1000 MW) verglich. Die durchgeführten Berechnungen zeigten, dass selbst unter den ungünstigsten – sog. pessimistischen – Annahmen diese Werte äußerst gering sind. Die als Folge der in die Donau geplanten Emissionen entstehende Dosis befindet sich bei einem zehntausendstel Teil der Emissionsobergrenze, die aus den atmosphärischen Emissionen resultierende Strahlenbelastung befindet sich bei einem 1/10 .. 1/100 der Grenze, Aufgrund dieser beruhigenden Vorgeschichte legten die damals zuständigen Behörden schließlich diese geplanten Werte als Emissionsgrenzen fest, die – wegen der Probleme um die Durchführung der Verordnung des Umweltministeriums 15/2001 vom 6. VI. über die Kontrolle der Emissionen von radioaktivem Material in Luft und Wasser bei der Verwendung von Atomenergie – bis heute gültig sind. (Eine Neudefinition der behördlichen Emissionsgrenzen befindet sich in Arbeit, doch konnten wir das in der Studie noch nicht in Betracht ziehen.¹)

Die Regelung schreibt in erster Linie für einige Gruppen von Radionukliden – radioaktive Edelgase, Aerosole, Beta-Strahler – Grenzwerte vor, und beschäftigt sich im Genaueren nur mit dem Radiojod, dem Radiostrontium und dem Tritium. Die Regelung der atmosphärischen Emissionen ist an die nominelle elektrische Leistung des Kraftwerkes, jene der flüssigen Emissionen an die Zahl der Kraftwerksblöcke gebunden. Da sich die elektrische Leistung des Kraftwerkes – infolge der Eingriffe, die die Leistung des Sekundärkreises erhöhten – Anfang der neunziger Jahre, dann wieder am Ende der neunziger Jahre in einem kleinem Ausmaß angestiegen ist, hat sich der Referenzbezug der atmosphärischen Emissionen ein wenig verändert (eine grundsätzliche Veränderung hat dies aber nicht bedeutet). Dies hat aber bis jetzt nicht die Emissionsgrenzen bezüglich der 1999 eingeführten, kritischen Dosisbeschränkungen im Bezug auf die Bevölkerung verändert.

Der wesentliche Unterschied zwischen den flüssigen und den atmosphärischen Emissionen ist, dass im ersteren Fall die Abwässer unterschiedlichen Ursprungs in unterschiedlichen Behälterparks verpflichtend gesammelt werden und diese nur nach strengen Vorkontrollen emittiert werden dürfen (d.h. es gibt Mittel und Möglichkeiten eines operativen Eingriffs: der Zurückhaltung, Verdichtung und Verdünnung usw.). Die Menge der flüssigen radioaktiven Emissionen muss laut behördlicher Regelung aufgrund der Behältermessungen angegeben werden.

Das Atomkraftwerk selbst hat von Anfang an eine breitere Emissionskontrolle eingeführt als dies die behördlichen Vorschriften vorgesehen hätten. In erster Linie wurde der Kreis der nuklidspezifischen Untersuchungen erweitert, die bezüglich der Berechnung der Strahlenbelastung der Bevölkerung auch von grundlegender Bedeutung ist. Die Er-

¹ Seit dem 16. Februar sind die vom Landesbüro für Atomenergie, Direktion für nukleare Sicherheit zugelassenen Werte gültig, die vom Betreiber in einer Dokumentation eingereicht worden sind, zu der die ADUKÖFE – die Umweltaufsichtsbehörde im Unteren Donautal – die fachbehördliche Genehmigung erteilt hat.

gebnisse der Emissionskontrollen werden vom Kraftwerk in monatlichen und Jahresberichten zusammengefasst. Im weiteren werden hier aufgrund der Jahresberichte die wichtigsten Daten, Tendenzen und Folgerungen der letzten zwanzig Jahre zusammengefasst.

Radioaktive Isotopen, die einer behördlichen Beschränkung unterliegen

Tabelle 5.1. fasst die für den bisherigen Betrieb des AKW charakteristischen Emissionsdaten in Prozentwerten der behördlich geregelten Grenzwerte zusammen.

Tabelle 5.1. Emissionen des AKW Paks in Prozentwerten der behördlich zugelassenen Grenzwerte

Jahr	Zahl der Betriebsblocks	gasförmig (Prozent)			flüssig (Prozent)			
		Edelgas	Aerosol	Jod	⁸⁹ Sr + ⁹⁰ Sr	Spalt- und Korrosionsprodukte	⁸⁹ Sr+ ⁹⁰ Sr	³ H
1983	1	3,3	< 0,1	< 0,1	o. D.	15,0	O, D	84
1984	2	2,7	< 0,1	< 0,1	5,5	7,6	8,9	52
1985	2	1,8	< 0,1	< 0,1	3,6	7,5	8,0	57
1986	2	2,4	< 0,1	< 0,1	0,5	5,7	3,3	41
1987	3	2,8	< 0,1	< 0,1	0,4	8,6	3,1	49
1988	4	1,2	< 0,1	< 0,1	0,4	3,4	1,1	55
1989	4	1,5	0,15	< 0,1	0,4	4,0	3,9	50
1990	4	1,5	< 0,1	< 0,1	0,4	5,1	2,8	46
1991	4	1,3	< 0,1	< 0,1	0,6	9,3	1,9	53
1992	4	1,6	< 0,1	< 0,1	0,3	7,6	3,2	53
1993	4	1,3	< 0,1	< 0,1	0,2	6,6	1,4	60
1994	4	1,4	0,11	< 0,1	0,8	7,4	0,5	61
1995	4	1,4	< 0,1	< 0,1	1,9	8,1	2,8	67
1996	4	0,6	0,1	< 0,1	3,3	5,5	3,2	65
1997	4	0,4	0,18	< 0,1	5,6	4,5	7,0	52
1998	4	0,5	< 0,1	< 0,1	2,2	6,0	6,1	66
1999	4	0,4	< 0,1	< 0,1	2,0	7,4	4,8	67
2000	4	0,6	< 0,1	< 0,1	0,4	7,7	1,6	61
2001	4	0,7	< 0,1	< 0,1	0,5	7,9	1,5	62
2002	4	0,4	< 0,1	< 0,1	0,3	8,5	1,3	73
Behördliche Grenzwerte		1,9x10¹³	1,1x10⁹	1,1x10⁹	5,6x10⁴	3,7	37	7,5
		Bq/Tag				GBq/Jahr	MBq/Jahr	TBq/Jahr
		Auf 1000 MW				Per Block		

Die wichtigste Feststellung die aufgrund dieser Tabelle getroffen werden kann, ist, dass das Atomkraftwerk einschließlich des Jahres 2002 in jeder Hinsicht die behördlichen Grenzwerte eingehalten hat, und dies – ausgenommen die ³H-Mengen, die im Rahmen der flüssigen Emissionen geschehen sind – immer mit großen Reserven getan hat.

Unter Ausklammerung einer detaillierten Erklärung der auslösenden Ursachen lohnt es sich auf einige charakteristische Tendenzen aufmerksam zu machen:

- Die Emission an radioaktiven Edelgasen ist ab Mitte der neunziger Jahre auf die Hälfte, auf ein Drittel der Emissionen der vorherigen Epoche zurückgefallen.
- Die Emissionen von Aerosolen und Radiojoden in die Atmosphäre befand sich fast immer unter 0,1 Prozent und überstieg sogar in Ausnahmefällen diesen Wert kaum.
- In der atmosphärischen Emission von ^{90}Sr sind – bei sehr geringen Werten – Fluktuationen feststellbar.

In der mit Schmutzwasser erfolgten Emission von ^3H ist ein leichter Anstieg zu vermerken: bis Anfang der neunziger Jahre bewegte er sich bei fünfzig Prozent des Grenzwertes, später stieg dies auf sechzig bis siebzig an.

Wenn man die Paks Daten bezüglich des Normalwerts pro Einheit Stromproduktion mit dem Durchschnitt der Emissionen ähnliche Typen des Kraftwerkes im Ausland (Tabelle 5.2.) vergleicht, so war früher feststellbar, dass die Emissionen von Paks wesentlich geringer waren, als der im selben Zeitraum gemessene internationale Durchschnitt. In den letzten Jahren hat sich dieser Vorteil gegenüber dem internationalen Durchschnitt verringert, bleibt aber auch so noch sehr stark innerhalb der Grenzwerte. Dazu ist es gekommen, obwohl sich die Emissionen in Paks alles in allem nicht verschlechtert haben, sich aber der Weltdurchschnitt im Bezug auf fast alle Radionuklidgruppen, manchmal sogar um Größenordnungen verbessert, also verringert hat.

Tabelle 5.2. Menge der aus dem AKW Paks emittierten radioaktiven Stoffe im Spiegel der Weltdaten der UNSCEAR

Radionuklid	Paks [GBqGW ⁻¹ Jahr ⁻¹]				PWR [GBqGW ⁻¹ Jahr ⁻¹]
	2000	2001	2002	1983-2002	1995-1997
Atmosphärische Emissionen					
Gesamtaerosol	$1,6 \times 10^{-1}$	$3,3 \times 10^{-1}$	$1,4 \times 10^{-1}$	$3,8 \times 10^{-1}$	$1,3 \times 10^{-1}$
^{134}I Gleichwertige	$8,8 \times 10^{-2}$	$2,4 \times 10^{-1}$	$5,4 \times 10^{-2}$	$1,8 \times 10^{-1}$	$1,7 \times 10^{-1}$
Alle Edelgase	$4,8 \times 10^4$	$5,8 \times 10^4$	$3,5 \times 10^4$	$1,1 \times 10^5$	$1,3 \times 10^4$
Gesamttritium	$3,1 \times 10^3$	$3,7 \times 10^3$	$3,9 \times 10^3$	$2,1 \times 10^3^*$	$2,4 \times 10^3$
Gesamtradiokarbonate	$5,7 \times 10^2$	$5,0 \times 10^2$	$4,6 \times 10^2$	$7,7 \times 10^2^{**}$	$2,2 \times 10^2^{***}$
Flüssige Emissionen					
Korrosions- und Spaltmaterialien	$7,0 \times 10^{-1}$	$7,4 \times 10^{-1}$	$7,8 \times 10^{-1}$	$6,4 \times 10^{-1}$	$8,1 \times 10^0$
Tritium	$1,1 \times 10^4$	$1,2 \times 10^4$	$1,4 \times 10^4$	$1,1 \times 10^4$	$1,9 \times 10^4$

Anmerkungen: Die internationalen Daten beziehen sich auf die nach demselben Prinzip des AKW Paks arbeitenden Druckwasserreaktoren (UNSCEAR Report Exposures from Man-made Sources of Radiation, 2000)

* Durchschnitt 1985-2002

** Durchschnitt 1988-2002

*** Durchschnitt 1990-1994

Alfastrahlenisotopen dürfen aus dem Kraftwerk über das Schmutzwasser nicht emittiert werden, was mit Gesamtfassungen von Proben des Behälterwassers zu belegen ist, bei der von der Behörde vorgeschriebenen Grenzwert von $0,01, \text{Bq/dm}^3$. Bezüglich einer Entscheidung der Herkunft der Alfastrahlen-Isotopen wendet der Betrieb auch die Alfaspktrometrie an und hat damit belegt, dass das Kraftwerk Alfastrahlen-Radionuklide mit dem Schmutzwasser nicht in die Donau emittiert hat.

Radioaktive Isotopen, die keiner behördlichen Beschränkung unterliegen

Neben den Emissionen, die einer behördlichen Beschränkung unterliegen, lohnt es sich aber auch einige Emissionen zu untersuchen, die keinerlei Beschränkung unterliegen. Jede von diesen ist an eine nuklidspezifische Untersuchung gebunden und verfeinert nur das aus Tabelle 51. ablesbare Bild.

Flüssige Emissionen

Die jährliche Emissionsmenge der wichtigeren radioaktiven Gammastrahlungsisotopen, die in flüssiger Emissionsform aufscheinen, werden in einer Tabelle in Beilage 5 zusammengefasst. (Neben den angeführten Radionukliden kamen in einigen Jahren auch andere Isotopen – ^7Be , ^{86}Rb , ^{95}Zr , ^{103}Ru , ^{140}Lu usw. – vor, doch ist deren Menge und Verhältnis vernachlässigenswert.) Für alle Isotopen kann festgestellt werden, dass sich ihre Mengen von Jahr zu Jahr verändern, ja große Fluktuation zeigen können. In einem größeren Zeitraum ist eine sinkende Tendenz und ein geringer werdender Anteil bei $^{110\text{m}}\text{Ag}$ feststellbar, steigende Tendenzen bei ^{60}Co , ^{58}Co , ^{54}Mn , ^{134}Cs und ^{137}Cs . In den letzten Jahren dominiert ^{60}Co , seine Menge ist mit der Gesamtaktivität aller anderen Gammastrahlungs-Radionukliden vergleichbar.

Seit 1997 misst das Kraftwerk auch das in karbonisierter Form auftretende, in das Wasser emittierte ^{14}C . Bis 2000 bewegte sich die jährliche Emission zwischen 490 und 790 MBq, hat sich aber in den vergangenen Jahren beträchtlich reduziert (11, bzw. <95 MBq). Vergleichbar dem vorherigen kontrolliert das Kraftwerk seit 1994 auch die Menge von ^{55}Fe und ^{59}Ni , die Röntgenstrahlen abgeben, in den flüssigen Emissionen. Alle Ergebnisse erwiesen sich als unter den Grenzwerten. Anbetracht dessen hat die größte Jahresemission dieser beiden Isotopen den Wert von 155, bzw. 40 Mbq nicht überschritten.

Die aus den Kontrollbehältern abgelassenen Gewässer geraten über zugelassene Wege und über Leitungen, die die Fäkalgewässer und die Gewässer oberhalb der Waagen (TM-Behälter) sammeln, (seit 1993) in die Donau. Die Einbindung erfolgt vor dem Energiebrecher des Warmwasserkanals, dadurch gelangt das radioaktive Isotopen enthaltende Schmutzwasser sich mit dem erwärmten Kondensatorkühlwasser vermischend in den Vorfluter. Das Wasser dieser Auswurfleitung wird von der Station V3, das Wasser des Warmwasserkanals von der Station V2 kontrolliert. Im Interesse einer korrekten Vergleichsmöglichkeit mit V2 kontrolliert das einfließende Donauwasser die über dem Kaltwasserkanal aufgebaute Station V1. Die tägliche Probenentnahmen aus den Stationen V1, V2 und V3 werden vom Umweltschutzzlabor des AKW Paks analysiert.

Aus dem Warmwasserkanal konnten Radionuklide, die aus dem Kraftwerk stammen, weder in Rahmen der Gesamt-Beta noch den nuklidspezifischen Untersuchungen (Gammasspektrometrie, Bestimmung von ^3H , ^{14}C , ^{90}Sr) signifikant festgestellt werden. Eine Ausnahme bildet der Zeitraum zwischen 1985 und 1992 als die Gewässer oberhalb der Waage über den Warmwasserkanal abgelassen worden sind, was zu einer ^3H -Aktivitätskonzentration im jährlichen Durchschnitt von sechs bis acht Bq/dm³ im Wasser des Kanals führte. Im übrigen war das Wasser des Warmwasserkanals – wie auch jenes des Kaltwasserkanals – bereits oberhalb von Paks durch eine Aktivitätskonzentration von radioaktiven Isotopen bestimmt.

Aufgrund der in Beilage 5 zusammengefassten Daten der Aktivitätskonzentrationen im Jahresdurchschnitt der Wasserproben von V3 ist feststellbar, dass die Aktivitätskonzentration der Radionukliden – ab 1993 – sehr gut dem Verhältnis der emittierten Aktivität folgt. (Noch besser ist diese Korrelation im Laufe eines Berichtsjahres bei der Aktivitätskonzentration der monatlichen Emissionen und den durchschnittlichen monatlichen Aktivitätskonzentrationen bei V3 ersichtlich.) Verglichen mit dem täglichen Wasserumsatz der Leitung (1550 bis 2000 m³/24 Stunden) ist bei einem durchschnittlichen Wasserstand der Donau (ca. 2500 m³/s) eine fünffache Verdünnung nach der kompletten Durchmischung zu schätzen. Gemäß den auf dem Emissionsdaten und den Wasserstandsdaten beruhenden Schätzungen war die Steigerung durch die vom AKW Paks emittierten radioaktiven Isotopen im Donauwasser – nach der vollständigen Durchmischung im Falle von ^3H kleiner als 1 Bq/dm³, bei allen anderen Radionukliden kleiner als 0,1 Bq/dm³.

Atmosphärische Emissionen

Die Jahresmengen der in den atmosphärischen Emissionen vorkommenden radioaktiven Isotopen sind ebenfalls in der Beilage 5 zu finden. (neben den angeführten Radionukliden sind auch andere Isotopen in mehr oder weniger regelmäßiger Form immer wieder vorgekommen – ^{42}K , ^{76}As , ^{95}Zr - ^{95}Nb , ^{103}Ru , ^{124}Sb , ^{140}La usw. – doch ist deren Bedeutung wegen ihrer geringen Menge oder des geringen Anteils bzw. wegen ihrer kurzen Lebensdauer vernachläss-

sigenswert). Für alle diese Isotopen kann festgestellt werden, dass sich ihre Mengen von Jahr zu Jahr verändern, ja sogar größere Fluktuationen zeigen können. Eine längerfristig feststellbare rückläufige Tendenz bezüglich der Menge und des Anteil ist ab 1996 bei den radioaktiven Edelgasen im Fall von ^{41}Ar zu verzeichnen, was der Gasentfernung (auch der Klärung von stabilem ^{40}Ar) des Wassers, das aus den Wasserkläranlagen in den Primärkreislauf zurückgelangt, zu verdanken ist. Ein solcher Rückgang ist bei allen Beta-Emissionen der Edelgase festzustellen. Unter den radioaktiven Aerosolen ist die anfänglich festgestellte Emission in Größe und Anteil bei ^{110}Ag stark zurückgegangen, während sie bei ^{34}Mn , ^{58}Co , ^{60}Co steigende Tendenz zeigt. Der Anstieg der Menge von Radiocäsium Mitte der neunziger Jahre verweist darauf, dass die Brennelemente inhermetisch waren, was sich aber aufgrund weiterer Untersuchungen nicht bestätigen ließ.

Bei den atmosphärischen Emissionen ist das Kraftwerk bei in den charakteristischen Vorkommensformen, chemischen Formen die Aktivität von ^3H und ^{14}C bestimmend. Bei ersterem wird die aus der Wasserstoff- bzw. Luftfeuchtigkeitsfraktion die in Form von HT bzw. HTO emittierte Aktivität untersucht, im Falle von ^{14}C die in Form von Kohlendioxid und Kohlenwasserstoff (C_nH_m) emittierte Aktivität. Die in Beilage 5 angeführte Tabelle gibt aufgrund der Messungen die kumulierte Aktivität für beide Radionuklide nach Fraktion an. Aufgrund der Erfahrungen entwich die ^3H -Aktivität zum Großteil, in einem Verhältnis von neunzig bis 95 Prozent in Form von HTO, während beim ^{14}C der Anteil der Kohlenwasserstoffe in diesen Bereich fiel. Diese Angaben spielen wegen ihres Umwelt- und ökologischen Verhaltens, in letzter Linie wegen ihrer Bedeutung für die Strahlenbelastung der Bevölkerung eine Rolle. Aus einem Vergleich der atmosphärischen und flüssigen Emissionsdaten ist auch feststellbar, dass – in den vergangenen anderthalb Jahrzehnten – vier Fünftel des ^3H in flüssiger Form, während der bestimmende Anteil des Radiokarbons – dreimal so groß als der flüssige Anteil – über atmosphärische Emissionen in die Umwelt gelangte.

5.3.2. Ergebnisse der radiologischen Umweltkontrolle des AKW

Im gegenständlichen Kapitel wird das Auftauchen radioaktiver Isotopen die im Normalbetrieb des AKW ausgestoßen werden in den wichtigsten Umweltelementen zusammengefasst, weiters die durchschnittlich jährliche Dosisleistung der Umwelt-Gammabestrahlung nach Beobachtungsstation um den eventuellen Anteil des Kraftwerkes bestimmen zu können. Grundlage dieser Analyse – den Ausfall nach Tschernobyl miteinbeziehend – bildet der Vergleich mit der sog. Basiswerten. Es muss dabei angemerkt werden, dass die radioaktive Konzentration der Umweltkomponenten – im Gegensatz zu den Beschränkungen der Emissionen – über keinerlei Grenzwerte "im Normalbetrieb" verfügen. Bei einigen Probearten (z. B. Grundwasser) schreibt die erstinstanzliche Umweltbehörde in der hier zur Anwendung gelangenden "Kontrollordnung" abhängig von den Ergebnissen der Untersuchungen aber dennoch weitere, anders geartete Untersuchungen vor (Tritium-Messung – Gesamtbeatmung – gammaspektrometrische Untersuchung).

Die Umweltauswirkungen betreffend sind das Kraftwerk (Block 1.4) und die provisorische Lagerungsstätte für ausgebrannte Brennstäbe (KKÁT) als eine Einheit zu betrachten. Zum Teil deshalb weil der Verlauf der flüssigen Emissionen für alle vier Blöcke gleich ist, bezüglich der Schornsteine deshalb, weil es wenig Sinn machen würde aufgrund des geringen Abstandes zwischen den Emissionspunkten eine Unterscheidung treffen. Neben diesen bestimmenden, "geplanten" Emissionswegen – kann es auch an anderen Punkten – im Normalbetrieb untergeordneten – zu einer Abgabe radioaktiven Materials an die Umwelt kommen (z. B. über Sickerstellen an das Grundwasser). Ab den Emissionspunkten wird der weitere Weg des radioaktiven Materials in die Umwelt grundsätzlich von den momentanen hydrologischen bzw. meteorologischen Merkmalen bestimmt, aber sein Auswaschung bzw. Kumulierung in verschiedenen Komponenten wird auch von seinen chemisch-physikalischen Eigenschaften bestimmt.

Im Rahmen der routinemäßigen Umweltkontrollen werden zwanzig verschiedene Proben regelmäßig einer nuklearanalytischen Untersuchung unterzogen. Die Hälfte dieser vertritt wichtige Informationen bezüglich der Umweltbelastung. Eine sehr detaillierte Ermessung der Konzentration von Radioaktivität in diesen Medien erfolgte noch vor Inbetriebnahme von Block 1. Die wichtigsten Ergebnisse der Untersuchungen der Proben ab Inbetriebnahme von Block 1 aufgrund der Jahresberichte – die in erster Linie auf die aus dem AKW möglicherweise hinausgelangten Radionuklide oder Radionukliden, die potenziell ausdringen könnten, fokussierend – sind in der Beilage 5 angeführt. Die angeführten Tabellen geben die im Berichtsjahr aufgetretenen Minimal- und Maximalwerte an, und wenn die Berechnung korrekt ausführbar ist, auch die Durchschnittswerte. In der Beilage sind auch bezüglich der ganzen Lebensdauer die Jahreskonzentrationen in Umweltelementen, der Milch und Fischfleisch angeführt, auch die Werte des Jahres 2002 werden hier als Muster vorgestellt (Tabelle 5.3.).

In jenen Fällen, bei denen eine direkte Probeentnahme nicht anwendbar ist (z. B. im Fall der radioaktiven Edelgase) kommt es aufgrund der Verbreitungsberechnungen zu einer Schätzung der Aktivitätskonzentration. Die auf den Tabellen figurierenden Werte – mit einigen anderen Daten und Analysen ergänzt – zeigen in einer Entfernung von ein bis zwei Kilometer des Kraftwerkes die radioaktiven Konzentrationen und die Gammabestrahlungsdosis in der Oberflächenluft, im Ausfall, in den oberen Schichten des Bodens, im Gras und in den der Donau und den Fischteichen entnommenen Proben, in der aus den umliegenden Meiereien stammenden Milch folgendes Bild (die Umweltfolgen einiger größerer Emissionen, die mit einer technologischen Störung oder einem Störfall verbunden sind werden gesondert abgehandelt). Die wichtigsten Aussagen bezüglich einiger Umweltträger werden im folgenden aufgrund der Messergebnisse im einzelnen angeführt.

5.3.2.1. Aktivitätskonzentration in der bodennahen Luft

Die Umweltkontrollen maßen von Anfang an den gammaspektrometrischen Untersuchungen der in den Fernmessstationen mit hohem Volumen entnommenen Aerosolproben eine hohe Bedeutung bei, da diese Untersuchungen unter wohl definierten Bedingungen und hoher Sensibilität mit guten Ausweisbarkeitsgrenzen auszuführen sind. Die Aerosolprobenentnahme wird von einer ebensolchen Radiojodentnahme und -messung ergänzt. Bei allen Stationen wird eine Probenentnahme bezüglich des fall-out getätigt, weiters kommt es bei der Hälfte der Stationen mittels eines speziellen Gerätes zu einer laufenden Luftprobeentnahme, um die Tritium- und Radiokarbonaktivitätskonzentration bestimmen zu können.

Tabelle 5.3. Charakteristische Radioaktivitätswerte in Umweltmedien, in der Milch und im Fischfleisch 2002 in einem Umkreis von ein bis zwei Kilometer des AKW Paks (Durchschnittswerte, Extremwerte in Klammern)

Umweltkomponenten (Ort)	Maßeinheit	Aktivitätskonzentration						
		^3H (HTO)	^{14}C (Kohlwasserstoff)	^{60}Co	^{90}Sr	$^{110\text{m}}\text{Sr}$	^{137}Cs	^{40}K
Atmosphärische Proben (Aerosol, andere) (A1–A8)	Bq/m^3	2,5 ^a (1–23) $\cdot 10^{-3}$	0,7 ^a (0,1–4,2) $\cdot 10^{-3}$	— (uGw–23) $\cdot 10^{-6}$	—	uGw (uGw)	— (uGw–9,1) $\cdot 10^{-6}$	—
Fall-out (A1–A8)	$\text{Bq}/(\text{m}^3/\text{Monat})$	-	-	— (uGw–0,2)	-	uGw (uGw)	uGw (uGw)	-
Boden (0–5 cm) (A1–A8)	Bq/kg (Trockenstoff)	-	-	uGw (uGw)	0,3 (<0,12–1,0)	uGw (uGw)	9 (3–23)	320 (240–510)
Gras (A1–A8)	Bq/kg (Trockenstoff)	-	-	— (uGw–1,4)	2,0 (0,3–5,6)	uGw (uGw)	1,4 (uGw–1,5)	540 (150–960)
Donauwasser (V1)	Bq/l	2,5 (1–4,0)	<1,3 (<1,3)	uGw (uGw)	3,5 (3,1–4,1) $\cdot 10^{-3}$	uGw (uGw)	uGw (uGw)	—
Donaudimente	Bq/kg (Trockenstoff)	-	-	uGw (uGw)	0,5 (<0,24–0,7)	uGw (uGw)	51 (uGw–78)	530 (370–690)
Grundwasser (AKW-Bereich)	Bq/l	- (1-800)	-	uGw (uGw)	uGw (uGw)	uGw (uGw)	uGw (uGw)	—
Milch	Bq/l	-	-	uGw (uGw)	-	uGw (uGw)	uGw (uGw)	49 (47–54)
Fisch	Bq/kg	-	-	uGw (uGw)	-	uGw (uGw)	uGw (uGw)	—

^a: Zusatz aus den Emissionen des Kraftwerks

Anmerkung: In der Angabe der Ergebnisse signalisiert "uGw" einen Wert unterhalb des Grenzwertes. Ein "-" anstelle der Werte heißt, dass eine Untersuchung praktisch gesehen keinen Sinn hat (nicht interpretierbar ist) bzw. dass die Betriebskontrolle zu dieser Zeit keine solchen Untersuchungen ausgeführt hat.

Im ersten Jahrzehnt war in erster Linie das $^{110\text{m}}\text{Ag}$ Aerosol präsent: der höchste gemessene Wochendurchschnittswert war $0,3 \text{ mBq/m}^3$ (1990, 12. Woche Station A4), die überwiegende Mehrzahl der Messungen bewegte sich aber im Größenbereich $0,001\text{--}0,01 \text{ mBq/m}^3$. Der auf die Gesamtumgebung des Kraftwerkes projizierte Durchschnitt betrug $0,001 \text{ mBq/m}^3$. Bezugnehmend auf die um die 450 liegenden jährlichen Proben betrug die Ausweisbarkeit von Radiosilber eine Häufigkeit von zehn bis vierzig Prozent, die sich in den neunziger Jahren auf einige Fälle reduzierte. Bei den höheren Jahresfällen war zu beobachten, dass sich ein häufigeres Vorkommen bei den in der herrschenden Windrichtung befindlichen Stationen (Stationen A4 und A8) zeigte.

In den Aerosolproben zeigten sich neben $^{110\text{m}}\text{Ag}$ manchmal auch einige Korrosionsprodukte (^{54}Mn , ^{58}Co , ^{60}Co), in tausendstel und hundertstel mBq/m^3 Größenordnung. In den letzten Jahren zeigte sich im wesentlichen nur ^{60}Co , der

jährliche Anlassfall betrug aber nur mehr ein Bruchteil der früheren ^{110m}Ag Häufigkeit (höchstens zehn bis zwanzig Fälle pro Jahr).

Radiojod, das aus dem Kraftwerk stammte, konnte – abgesehen von den Emissionen im Zusammenhang mit der schweren Betriebsstörung vom 10./11. April 2003 – weder in den Aerosol- noch in den festen (+ organischen) Proben bei den Ausweisbarkeitsgrenzen von 10^{-6} , bzw. 10^{-5} mBq/m^3 festgestellt werden.

Das infolge der Katastrophe von Tschernobyl emittierte Radiocäsium ist von Fall zu Fall bis heute bei den Filterstationen nachzuweisen. Nach 1986 betrug die charakteristische Konzentration $0,01 \text{ mBq/m}^3$, eine korrekte Bestimmung wurde aber von der Verschmutzung des Rohrsystems, das der Probeentnahme diente, im Mai 1986 behindert. Nach der Reinigung befinden sich die wahrgenommenen Werte bis heute im Größenbereich von $0,001 \text{ mBq/m}^3$, das Auftreten ist mit aller Sicherheit die Resuspension aus dem Boden und den Gewächsen (Baumstämme).

Die Umweltkontrolle des Kraftwerkes hat ab 1993 auch die Untersuchung des in der Luft befindlichen Radiokarbons, ab 1997 auch die Untersuchung der Tritium-Konzentration eingeführt. Neben der verhältnismäßig großen – woanders herrührenden – Hintergrundbelastung geht die Bestimmung des Anteils aus dem Kraftwerk mit zahlreichen Problemen einher und ist mit Fehlerquellen belastet (in erster Linie bezüglich der Komponenten HT und C_nH_m), womit die bisherigen Messungen nur ein qualitatives Bild zeigen. Demgemäss beträgt der Jahresdurchschnittbeitrag bei der Kohlendioxidfraktion zwischen $0,2$ bis $0,8 \text{ mBq/m}^3$, der neunjährige Durchschnitt war $0,3 \text{ mBq/m}^3$. In der Kohlenwasserstofffraktion machte dies $0,6$ bis $1,8 \text{ mBq/m}^3$ aus, der neunjährige Durchschnitt war $1,1 \text{ mBq/m}^3$. Das Verhältnis der Aktivitätskonzentration der beiden Fraktionen spiegelt aber nur in der Tendenz die Verhältnisse bezüglich der Emissionen wieder. Im Falle von Tritium ist der mehrjährige Durchschnitt des Tritiums in der HTO-Fraktion zwischen 10 und 30 mBq/m^3 zu schätzen, während in der HT-Fraktion derselbe bei 3 bis 5 mBq/m^3 anzusetzen wäre. Das Verhältnis der Aktivitätskonzentration der beiden Fraktionen gibt aber auch hier nur in der Tendenz die Verhältnisse in den Emissionen wieder.

In den fall-out-Proben tauchte in den Jahren nach der Katastrophe von Tschernobyl das in erster Linie von dort hierher gelangte Radiocäsi fünfzig bis siebzig Prozent auf unter zehn Prozent. Von den vom AKW Paks in die Luft emittierten Radionukliden ist am ehesten das ^{110m}Ag zu messen (der höchste Wert war hier elf $\text{Bq}/(\text{m}^2 \times \text{Monat})$ im Juli 1989), aber die Zahl der jährlichen Fälle überstieg nicht die zehn Prozent. In den letzten Jahren zeigte sich eher das ^{60}Co , aber die Zahl der Fälle blieb unter zehn. Noch seltener können von anderen Kraftwerken emittierte Radionuklide (^{54}Mn , ^{58}Co , ^{134}Cs usw.) ausgewiesen werden. Die gemessenen Durchschnitte sind in der Regel sehr gering, befinden sich in der Nähe der Grenze von $0,1 \text{ Bq}/(\text{m}^2 \times \text{Monate})$.

Die Aktivitätsverhältnisse der über die Belüftungsschornsteine mehr oder weniger laufend und gleichmäßig emittierten Aerosol, Dampf- und Gasradioisotopen mit dem Aktivitätsverhältnis der Luftproben aus der Umgebung vergleichend, ist eine gewisse Parallelität zu beobachten: die in der Größenordnung von einem TBq/Jahr emittierten Radionuklide (^{14}C in C_nH_m -Form) sind in einer Größenordnung von 1 bis 10 mBq/m^3 , die Aerosolemissionen von $0,1$ bis 1 GBq/Jahr (^{54}Mn , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{110m}Ag) sind im Jahresdurchschnitt in einer Größenordnung von $0,001 \text{ mBq/m}^3$ präsent. Die durchschnittliche Jahresaktivitätskonzentration, die durch die Emission von radioaktiven Edelgasen in einer Größenordnung von 1 bis 10 TBq/Jahr in die Atmosphäre zustande kommt, kann nur nach Ausbreitungsberechnungen festgelegt werden – und ist ein bis zwei Kilometer vom Kraftwerk entfernt in der Luft auf $10, 100 \text{ mBq/m}^3$ zu schätzen.

5.3.2.2. In Boden- und Grasproben gemessene Aktivitätskonzentration

Zur Entnahme von Bodenproben kommt es in der Regel einmal im Jahr, zur Entnahme von Grasproben kommt es jährlich zweimal (im Frühjahr und im Herbst). Die Bedeutung der Untersuchungen ist dadurch gegeben, dass die Bodenoberfläche den fall-out immer kumuliert, und durch eine nuklidspezifische Analyse nach Bodenschichten kann auch die Migration des fall-out innerhalb des Boden nachverfolgt werden.

Bei beiden Formen der gammaskopimetrischen Messungen zeigen sich zwei natürliche radioaktive Isotopen ganz bestimmend: ^{40}K , weiters in den Bodenproben die Gammastrahlen abgebenden Radionuklide der U- und Th-Reihe. Im Zuge der Untersuchungen werden im Labor auch die Festlegung dieser Aktivitätskonzentrationen durchgeführt, im weiteren werden wir uns aber mit der Analyse dieser Daten nicht beschäftigen, da sei vollkommen unabhängig von den Umweltauswirkungen des AKW sind. Soviel soll aber zusammenfassend festgestellt sein, dass diese Werte den in der Fachliteratur zusammengefassten Daten entsprechen.

Sowohl für die Periode vor der Katastrophe von Tschernobyl als auch für die Zeit danach kann ^{137}Cs immer, ^{90}Sr häufig im Boden nachgewiesen werden. Auch in den Grasproben waren in der Mehrzahl der Fälle beide Radionuklide präsent. Der fall-out von Tschernobyl hat die bis dahin aus dem globalen fall-out stammende Radiocäsiumkon-

zentration erheblich erhöht, womit ein Vergleich mit den vorherigen Grunddatenangaben unsinnig wäre. Im Falle von ^{90}Sr – dessen fall-out in Ungarn die Fachliteratur auf ein Zehntel des von ^{137}Cs schätzt – ist eine markante Anhebung im Raum Paks nicht festzustellen (damals blieb die Mitte des Landes am "saubersten").

Die ^{90}Sr und ^{137}Cs Werte in diesen beiden Trägermedien während der bisherigen Betriebszeit miteinander vergleichend, bzw. sinngemäß mit den Werten aus dem Jahr 1986, ist ersichtlich, dass die gemessenen Werte nicht maßgeblich von den Bezugszuständen abweichen. Nach 1986 wurden zwar im Boden einige Male eine höhere Radiocäsiumaktivitätskonzentration als 1986 festgestellt, doch kann dies eindeutig der Katastrophe von Tschernobyl zugeordnet werden. Daraus kann die Schlussfolgerung gezogen werden, dass eine signifikante Ausweisung des vom AKW Paks in die Atmosphäre emittierten ^{137}Cs und ^{90}Sr durch einen unmittelbaren Vergleich der gemessenen Aktivitätskonzentrationen nicht möglich ist.

Aus dem Kraftwerk stammende Radionuklide – $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{53}Mn und ^{60}Co – konnte in den von den in zwanzig Jahren untersuchten achthundert Proben nur in einigen Fällen nachgewiesen werden, in sehr kleinen – höchstens einigen Bq/kg – Mengen. Das aus den Probmessungen gewonnene Bild wurde von den gammaspektrometrischen Untersuchungen vor Ort weiter bestärkt, bei denen in keinem einzigen Fall aus dem Kraftwerk stammende Radionuklide oberhalb des Grenzwertes (ca. 30 Bq/m² bei den betreffenden Radionukliden) festgestellt werden konnten.

5.3.2.3. Aktivitätskonzentration in der Donau entnommenen Proben

Beim Einfluss des Warmwasserkanals, in der Gegend des Zuflusses und südlich davon kann sich der Schlamm verdichten und die Isotopen kumulieren, im Wasser daher eine wesentlich höhere Konzentration entstehen, die auch leichter zu messen ist. Das Kraftwerk entnimmt zweimal im Jahr Proben aus diesem Bereich, dem Uferbereich zirka fünfhundert Meter südlich sowie – zum Zwecke des Vergleichs – aus dem Uferbereich im Norden.

Von Anfang an konnte in allen Schlammproben ^{137}Cs nachgewiesen werden, in der Mehrheit der Fälle auch ^{90}Sr . Die vor 1986 gemessenen Daten, sowie die späteren Werte bezüglich des Radiostrontiums entstammten zum überwiegenden Teil dem globalen fall-out, während das Radiocäsium nach 1986 zum größten Teil eine Folge von Tschernobyl ist. Eine Tendenz in Flussrichtung ist in den Messungen nicht feststellbar. Da dieser Hintergrund – obwohl er sich infolge des Zerfalls langsam reduziert – bei weitem größer ist als die Konzentrationen, die durch die Emissionen in das Wasser zu erwarten sind, ist macht bei diesen Radionukliden ein Vergleich der Ergebnisse der aktuellen Probmessungen mit den Basis- bzw. den Daten von 1986 den eventuellen Beitrag des Kraftwerkes nicht möglich.

Beim Einlass des Warmwasserkanals und den weiter südlich gelegenen Punkten war in einigen Fällen auch innerhalb der Grenzwerte von eins bis zehn Bq/kg ^{54}Mn , ^{60}Co und $^{110\text{m}}\text{Ag}$ nachweisbar, die aus den flüssigen Emissionen des Kraftwerkes stammten.

5.3.2.4. Aktivitätskonzentration in Wasser-, Schlamm- und Fischproben aus Fischteichen

Die Umweltkontrolle des AKW entnimmt laufend, vierteljährlich den Fischteichen bei Paks und Umgebung Proben, in die zum Teil über das Wasser (Teiche neben dem AKW) zum Teil über die Luft radioaktives Material gelangen könnte. Die Proben erstrecken sich auf das Wasser, den Schlamm und die Fische. Aufgrund der Messergebnisse kann folgendes allgemeines Bild über die in den einzelnen Trägermedien festgestellte radioaktive Konzentration gegeben werden.

Die Gesamtbetaaktivitätskonzentration der Wasserproben entfiel in den Bereich natürlicher Oberflächengewässer von 0,1 bis 0,5 Bq/dm³. Dasselbe gilt für die Tritiumkonzentration, die sich zwischen 1 bis 5 Bq/dm³ bewegte. Gammastrahlungen emittierende Radionuklide, die aus dem Kraftwerk stammten, konnten nicht festgestellt werden.

In den Schlammproben konnten außer natürlichen radioaktiven Isotopen und geringem aus dem fall-out von Tschernobyl stammenden Radiocäsium mit Hilfe der Gamma-Radiospektrometrie keine anderen Radionuklide festgestellt werden. Ähnlicherweise befanden sich auch im küchenfertig zubereiteten Fischfleisch bzw. in den Innereien keine aus dem Kraftwerk stammende Radionuklide über der Ausweisbarkeitsgrenze von 0,5 Bq/kg.

Zur Illustration werden in Tabelle 5.4. die im Jahr 2002 gemessenen Ergebnisse der Aktivitätskonzentrationen der Schlammproben im einzelnen angeführt.

Tabelle 5.4.: Radioaktivitätskonzentration der im Jahr 2002 aus der Donau und den Fischteichen entnommenen Schlammproben

Probeentnahme		Aktivitätskonzentration [Bq/kg]*						
Ort	Zeit	⁷ Be	⁴⁰ K	Th-Reihe	U-Reihe	⁶⁰ Co	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs
Bushaltestelle Donau	04. 23. 12. 04.	14 9,3	422 676	33 38	30 43	uGw uGw	uGw uGw	35 uGw
Donau V2	04. 23. 12. 04.	Unterer Grenzwert (uGw)	459 574	37 46	32 42	1,8 6,1	uGw uGw	55 48
Südlich von Donau V2	04. 23. 12. 04.	12 7,6	373 692	33 49	27 43	uGw uGw	0,8 uGw	41 78
Kondor- See	12. 04.	uGw	150	7,0	6,8	uGw	uGw	0,7
Fischteich	12. 04.	1,6	134	6,3	7,6	uGw	uGw	0,6
Fischzucht	12. 04.	4,7	113	7,0	7,0	uGw	uGw	1,2
"Vörösmalom " (Rote Mühle)	12. 04.	4,0	163	14	12	uGw	uGw	1,5

* alle Proben blieben bei folgenden Isotopen unter dem Grenzwert: ⁵⁴Mn, ⁵⁸Co, ^{110m}Ag, diese werden auf der Tabelle nicht angeführt

5.3.2.5. Aktivitätskonzentration im Grundwasser

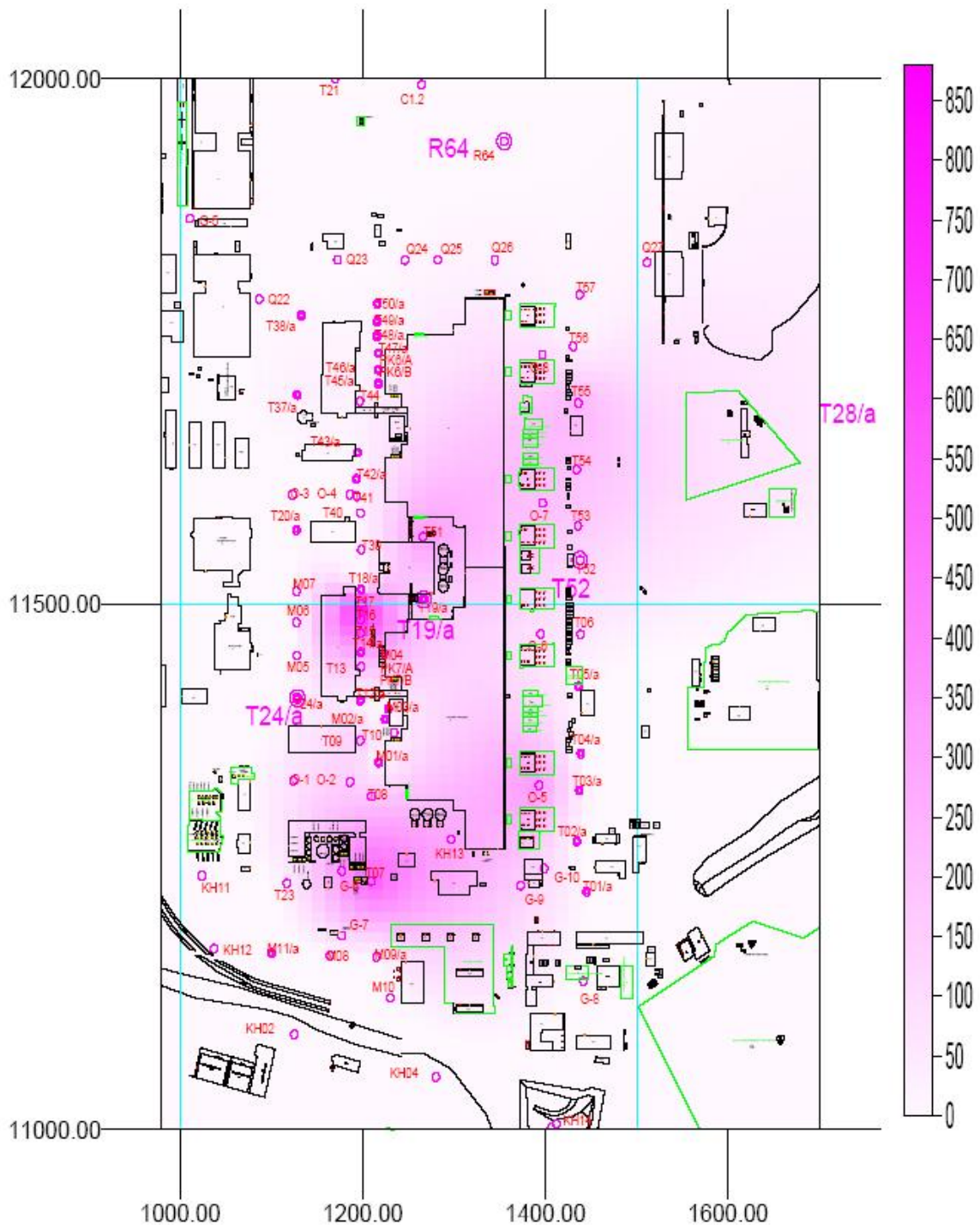
Die Betriebskontrolle untersucht die radioaktive Konzentration der Grundwasserbrunnen seit Inbetriebnahme des ersten Blocks. Das Programm wurde einerseits wegen der Inbetriebnahme der weiteren Blöcke ausgeweitet, andererseits, weil man in der Zwischenzeit wahrgenommene Tritiumaktivität besser verfolgen wollte. Heute werden aus mehr als vierzig Brunnen monatlich Proben entnommen, die nach Bedarf auch mit Proben aus anderen Brunnen erweitert werden. Es lohnt sich zu erwähnen, dass in zwanzig Brunnen in einer automatischen laufenden Probeentnahme 1 dm³ über eine Kation-Aniontauschröhre läuft und damit nach einer zweimonatlichen Probeentnahme es zu einer äußerst sensiblen Untersuchung bezüglich der radioaktiven wie auch der traditionellen Verschmutzung kommen kann.

Auf der Betriebsstätte des Atomkraftwerkes tauchte in erster Linie unter den Hauptgebäude und den Hilfsbauten ab der Mitte der achtziger Jahre im Grundwasser das Tritium technologischer Herkunft auf. Die ³H-Aktivitätskonzentration des Grundwassers bewegte sich zwischen dem Hintergrundwert (2 bis 3Bq/dm³) und dem Maximalwert von 3,7 kBq/dm³. Der höchste Wert wurde 1993 in den Brunnen im Umkreis des Hilfsbaus 1 (Brunnen T18 und T24) erreicht. 1993 begann eine intensive Spurensuche und Untersuchungsserie bezüglich einer möglichen technologischen Störung, unkontrollierten Sickerung, der Eingrenzung der Austrittstellen und dann Maßnahmen zur Überwindung dieses Zustandes (Abdichten der Sickerstellen im Hilfsbau 1, Reparatur der Dilatationsränge im Hauptgebäude usw.) Die in den letzten Jahren gemessene Aktivitätskonzentration überstieg nicht mehr oder kaum mehr den Wert von 1 Bq/dm³. Die Tritiumaktivitätskonzentration der Grundwasserbrunnen zeigt in letzter Zeit – als charakteristischer Indikator des Rückganges bzw. der Erneuerung der Verschmutzung – eine rückläufige Tendenz. Aufgrund dessen kann heute gesagt werden, dass ein Eindringen von Wasser, das mit Tritium technologischer Herkunft angereichert ist, in das Grundwasser nicht mehr erfolgt.

Diese Verschmutzung, die früher in das Grundwasser austreten konnte (als Quelle wurde zuerst die Wahl eines falschen Austrittverkaufs, dann die Sickerung eines Behälters in Hilfsgebäude 1 vermutet), befand sich in erster Linie unter dem Hilfsgebäude Nummer 1 und dem Hauptgebäude der Blöcke 1-2, bzw. in deren Umgebung. Die Tritiumverschmutzung breitete sich mit der Bewegung des Grundwassers und der Diffusion langsam aus, wurde verdünnt und bildet heute eine Art "Tritiumwolke" unter der Betriebsstätte. Bei den "äußeren" imaginären Rändern von Haupt- und Hilfsgebäude kann die ³H-Aktivitätskonzentration fallweise 10 Bq/dm³ erreichen, weiter entfernt, an den Grenzen der Betriebsstätte selbst beträgt sie höchstens 10 Bq/dm³, entspricht also der Hintergrundbelastung.

Die Belastung des Grundwassers mit Tritium ist an einem gegebenen Punkt über den Nachschub aus den technologischen Systemen hinausgehend in erster Linie auch von der Grundwasserbewegung und der Fernwirkung der Donau abhängig (letztere wird vom Kaltwasserkanal weitergegeben). Im Falle eines hohen Pegelstandes der Donau bewegt sich das Grundwasser und damit die Tritium Wolke in südwestlicher Richtung, bei niedrigem Pegelstand in nordöstliche Richtung. Abbildung 5.2. zeigt den Fleckenplan vom Juni 2003, die die Ausbreitung

Abbildung 5.2. Die Verteilung der Tritiumaktivitätskonzentration (Bq/dm^3) auf der Betriebsstätte des AKW Paks im Juni 2003



und die Knotenpunkte der Tritiumwolke über die gemessenen Daten darstellt (unter den großen Hauptgebäuden, wo eine Messung nicht möglich ist, beruht sie auf Schätzungen).

In den letzten beiden Jahren wurde die nuklidspezifische, hochsensible Untersuchung der in den Ionentauschröhren, die in den automatischen Probeentnahmebrunnen installiert sind, gebundenen Radionuklide möglich. Diese Messungen zeigen, dass im Grundwasser Gammastrahlungen emittierende Radionuklide künstlicher Herkunft und von ^{90}Sr sich bei der Ausweisungsgrenze von 1 mBq/dm^3 befinden, ^{14}C über dem Hintergrundwert, $^{239,240}\text{Pu}$ und ^{238}Pu über der Ausweisbarkeitsgrenze von $0,1 \text{ mBq/dm}^3$ nicht wahrgenommen werden kann. Die Aktivitätskonzentration von ^{14}C bewegt sich bei einem Hydrokarbonatgehalt von 260-430 mg/l bei natürlichen Quellen zwischen 7 und 13 mBq/l.

5.3.2.6. Aktivitätskonzentration in Milchproben

Im Rahmen der routinemäßigen Kontrollen des Kraftwerkes wird neben den Grundnahrungsmittel und dem Fischfleisch nur noch die Milch untersucht. Die Milchproben werden aus den Meiereien südlich von Paks (Dunaszentgyörgy, Gerjen) abwechslungsweise geholt. Bis dato wurden bei einer Ausweisgrenze von $0,5 \text{ Bq/dm}^3$ keine aus dem Kraftwerk emittierte Radionuklide festgestellt.

Die infolge der Emissionen des AKW Paks entstehenden Aktivitätskonzentrationen **zusammenfassend** ist ersichtlich, dass die in den meisten Fällen um Größenordnungen niedriger waren als bei der natürlichen Radionuklidkonzentration bzw. als jener der von woanders herrührenden künstlichen radioaktiven Isotopen gleicher Menge. Das heisst, **das Kraftwerk hat in seinem bisherigen Normalbetrieb die radioaktive Konzentration der Träger in seiner Umgebung nicht erhöht.**

5.3.2.7. Durchschnittliche Dosisleistung der Gamma-Strahlung in der Umgebung

Von den vom Kraftwerk in die Atmosphäre abgegebenen Stoffen kann sich die Strahlensituation der Umgebung aufgrund mehrerer Prozesse erhöhen. Einerseits kann es zeitlich während und lokal entlang der Ausbreitung der radioaktiven Edelgaswolke zu einer Erhöhung des Niveaus kommen, andererseits können auch die sich ablagernden, ausgewaschenen Radionuklide dieses erhöhen. Im letzteren Fall sind in erster Linie die radioaktiven Isotopen mit einer hohen Halbwertszeit von Bedeutung.

Entsprechend den oberen Prozessen hat sich die Umweltkontrolle des Kraftwerkes auf mehrere Weise auf die Ausweisung eines eventuell auftretenden Anstiegs der Gammastrahlendosis bzw. der Dosisleistung vorbereitet. Den momentanen Anstieg signalisierte zwischen 1983 und 1999 das in den Fernmessstationen untergebrachte Messsondenpaar mit GM-Röhre, diese wurden ab dem Jahr 2000 von den vom Landeseichamt OMH typenkontrollierten und geeichten Sonden der Type BITT RS03 abgelöst. Eine andauernde Niveauerhöhung und die Beobachtung der langfristigen – über die vorhergehenden hinausgehenden – Veränderungen wurden bis 2000 die thermolumineszente Dosismessgeräte mit dem Grundstoff CaSO_4 benutzt, die in allen 25 Messstationen aufgestellt waren. Anbetracht dessen, dass man diese TL-Dosismessgeräte zur Messung des Basisniveaus von Anfang an praktisch auf dieselbe Weise benutzte, können diese Daten sehr geeignet sein, Vergleiche über diesen langen Zeitraum anzustellen.

Ab 2001 wurden diese Messvorrichtungen von dem ebenfalls typisierten und geeichten TL-Dosismessgerät der Marke ALNOR abgelöst. Anzumerken ist, dass mit obiger Eichung benutzten Messgeräte im Gegensatz zu den früheren den sogenannten Umweltdosisleistungswert messen. Tabellen 5.5. und 5.6. fassen bis einschließlich 2002 die jährliche Durchschnittsdosisleistung pro Station zusammen. Aus diesen Daten – auf der Grundlage der früheren Messergebnisse – lässt sich folgendes ableiten:

- Die Jahresdurchschnitte per Station der TL-Messungen entsprachen immer innerhalb der Streuung dem Durchschnitt des Zeitraumes (zwei Jahre), in dem die Grundbelastung ermittelt wurde. Der langfristige Durchschnitt aller Stationen entsprach praktisch dem Zeitraum der Ermittlung des Grundpegels.

Es lohnt sich anzumerken, dass im Umkreis der ferngesteuerten Messstationen die durchschnittliche Dosisleistung – abgesehen von zwei Ausnahmen – offensichtlich geringer ist als bei den anderen Stationen. Der Grund dafür ist, dass diese Stationen von Sandboden umgeben sind, in denen die natürliche radioaktive Isotopenkonzentration kleiner ist, als die jener Stationen, die von anderen Bodenarten umgeben sind. Abbildung 5.3. zeigt die typischen Werte bezüglich der monatlichen Dosisdurchschnittsleistungen der Gammastrahlung nach Stationen aufgegliedert.

- Die laufend durchgeführten, aber kurzfristigen Dosisleistungsmessungen – ausgenommen den schweren Störfall vom 10. und 11. April 2003 – verwiesen kein einziges Mal auf ein Ansteigen der Umweltstrahlung, die auf das Kraftwerk zurückzuführen wäre. Die Daten der Tabelle 5.5. zeigen in einem Zeitraum über meh-

rere Jahre ein sehr einheitliches Bild. Addiert man zu den mit der GM-Sonde gemessenen Werten des kosmischen Beitrag (fast 33 nSv/h) sowie die in der Dosismessung eingetretenen, bereits erwähnten Änderungen hinzu so ist auch unter den Daten der beiden Fernmesssystem die Einheit nach Station gut ersichtlich. Jedes Messsystem – dank seiner Stabilität, Zuverlässigkeit bzw. dank der geringen Streuung der Ergebnisse – war gleichermaßen ausreichend bzw. befähigt die Veränderungen wahrzunehmen.

Tabelle 5.5.: Durchschnittliche Gammastrahlendosisleistung im Jahr in den fernbedienten Messstationen

Zeitraum [Jahr]	Dosisleistung [nGy/h]bzw. [nSv/h] ^a								
	A1	A2	A3	A4	A5	A6	A7	A8	A9 ^a
1984-85	39	41	51	66	41	45	39	*	*
1996	43	41	52	57	44	47	37	62	*
1997	44	41	51	56	43	45	36	61	*
1998	44	41	51	56	44	45	36	59	76
1999	43	40	50	57	39	45	35	58	74
Durchschnitt (1984-1999)	42	41	51	60	42	45	37	60	75
2000^a	75	79	84	99	80	67	75	105	76
2001^a	75	78	80	97	83	66	74	101	76
2002^a	75	79	80	96	76	65	73	101	76
Durchschnitt (2000-2002)	75	79	81	97	80	66	74	102	76

Bei den Angaben zwischen 1984 und 1999 die Werte der terrestrischen Komponenten mit Schwefel-Blei abgedeckten GM-Sonden gemessen.

^a Der gemeinsame Wert der terrestrisch-kosmischen Werte in Umweltdosisleistung (nSv/h) mit BITT-Sonde gemessen

* noch keine Messstation

Die Ergebnisse der direkten Dosismessung waren im Einklang mit den aus den berechneten Niveauerhöhungen der erwarteten atmosphärischen Emissionen radioaktiver Materialien sowie mit den Labormessergebnissen der radioaktiven Konzentration in den atmosphärischen und Bodenproben. Aufgrund der Berechnungen der atmosphärischen Verbreitung war die Dosisleistung der Gammastrahlung der radioaktiven Edelgaswolke in Bodennähe um Größenordnungen geringer als bei den Dosisleistungsveränderungen, die sich aus den Schwankungen der Hintergrundbelastungen ergeben. Aus den Probenmessungen sowie aus den gamma-spektrometrischen Messungen vor Ort kann die als Folge des fall-outs der Aerosole schätzbare Steigerung der Dosisleistung höchstens einige Zehntel nSv/h gewesen sein. Eine solche geringe Zusatzbelastung kann mit unmittelbaren Dosisberechnungsverfahren nicht ausgewiesen werden.

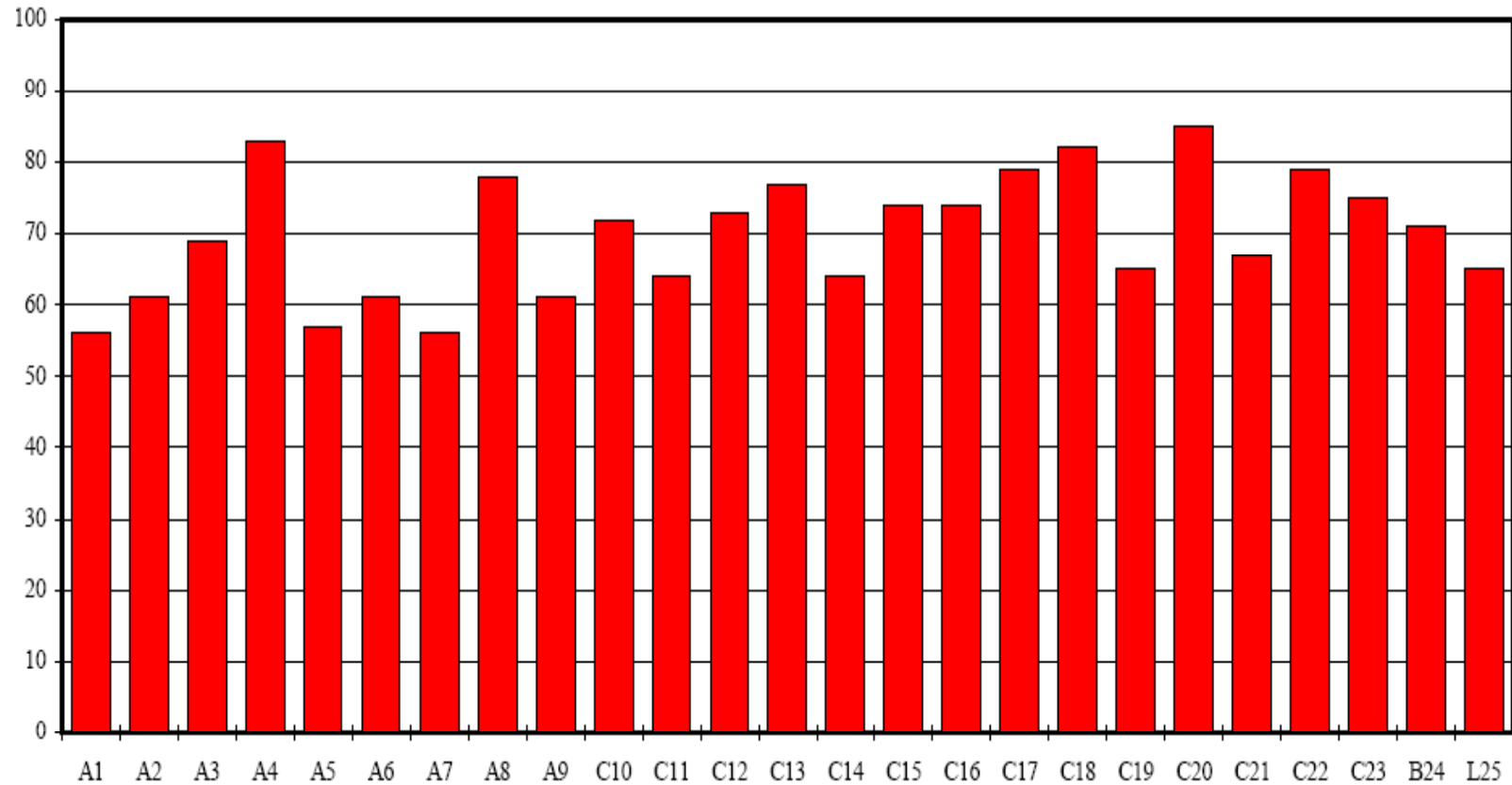
Tabelle 5.6.: Gammastrahlen-Dosisleistung der Umgebung an den Messstationen, gemessen mit TLD

Station	Dosisleistung (CaSO ₄ : Dy TLD Durchschnitt nGy/h													Dosisleistung (ALNOR) nSV/h		
	1980-1982	1983-1985	1987	1998	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	1983-2000	2001	2002
A1	56	55	57	55	57	54	56	52	55	55	59	54	57	55	62	56
A2	59	56	58	56	56	55	57	54	55	57	53	54	57	56	66	61
A3	62	61	58	58	59	57	57	55	58	58	55	55	59	58	70	69
A4	75	73	67	67	68	65	64	64	65	67	63	63	69	67	78	83
A5	58	58	57	57	57	55	55	54	56	57	53	52	56	56	64	57
A6	58	57	58	57	57	54	55	53	56	56	53	52	56	56	65	61
A7	55	54	56	55	53	53	55	52	54	54	51	52	54	54	61	56
A8	*	65	87	87	82	79	76	76	81	82	75	71	78	80	92	78
A9	*	*	*	*	*	*	*	*	*	58	54	54	58	56	68	61
C10	72	68	71	69	68	67	65	63	66	67	63	64	68	67	76	72
C11	63	60	60	60	61	58	56	56	59	61	57	56	61	59	68	64
C12	64	61	59	59	64	63	61	60	64	64	62	60	65	62	75	73
C13	69	67	68	68	70	66	62	64	67	68	64	62	69	67	80	77
C14	60	58	59	58	58	57	54	55	57	58	55	54	60	57	68	64
C15	75	71	70	69	69	67	65	64	67	70	70	65	72	68	80	74
C16	69	67	69	67	66	66	63	62	65	71	64	63	70	66	76	74
C17	74	72	71	74	81	76	70	69	73	77	71	68	73	73	82	79
C18	76	74	70	72	74	69	69	68	69	76	68	68	73	72	82	82
C19	63	61	64	61	62	60	57	58	60	63	57	57	62	61	71	65
C20	84	81	77	78	79	73	74	73	76	82	73	73	76	77	84	85
C21	62	60	57	57	59	56	56	57	59	63	56	55	60	59	70	67

C22	78	75	73	71	74	72	66	71	73	78	69	70	76	73	86	79
C23	74	72	72	73	73	71	66	66	68	74	67	64	71	70	80	75
B24	69	67	66	65	68	63	62	63	64	69	65	64	70	66	77	71
L25	*	*	*	*	64	63	60	62	61	68	60	58	62	62	75	65
A1-L25 Durchschnitt	67±8	65±7	64±7	64±7	66±7	63±7	62±7	61±7	64±8	65±8	62±8	60±7	65±7	64±7	74±10	70±5
A1-A7 Durchschnitt	60±7	60±6	59±4	58±4	58±3	56±3	57±3	55±4	57±4	58±4	55±4	55±3	58±4	58±3	66±5	65±4

* noch keine Messstation

Abbildung 5.3. : Umweltdosisleistung im monatlichen Durchschnitt der Umweltgammastrahlung 2002 an den fernbedienten und probenentnehmenden Stationen gemessen in ALNOR TLD



Vertikal: DOSISLEISTUNG (nSv/h)

Horizontal: PROBENENTNEHMENDE STATION

Die Dosismessungen für diesen langen Zeitraum und den großen Umkreis des Kraftwerkes zusammengefasst, ist feststellbar, dass während des zwanzigjährigen Betriebs des AKW Paks sich das Niveau der Gammabestrahlung infolge des Betriebes des Kraftwerkes nicht in einem ausweisbaren Ausmaß gestiegen ist.

5.3.3. Einfluss des AKW auf die Strahlenmehrbelastung der Bevölkerung

Wie aus dem vorhergehenden ersichtlich, haben sich die Emissionen des AKW Paks im Normalbetrieb nur eine äußerst geringe Umweltbelastung bedeutet. In den Proben der Umweltmedien konnte nur fallweise und kaum die Präsenz irgendein Radionuklids nachgewiesen werden. Bezüglich der Elemente der Ernährungskette gibt es praktisch kaum auswertbare Messdaten. In ihrer Gesamtheit bieten die Messungen der Proben sowie die Daten der Untersuchungen zum Zwecke der Messungen der zusätzlichen Gammabestrahlung der Umwelt keine ausreichenden Informationen zu einer Schätzung der Strahlungsmehrbelastung der Bevölkerung. Deshalb wird anstelle dessen die Größenordnung der Belastungen mithilfe der Verbreitungsmodelle der Emissionsdaten unter Berücksichtigung der verschiedenen Einstrahlungsrouten über Berechnungen bestimmt.

Die Bestimmung der aus Umweltbewegungen der aus dem Kraftwerk in die Atmosphäre emittierten radioaktiven Stoffe und der Bevölkerungsdosen werden vom Kraftwerk seit 1997 ausgeführt. Die eingesetzte Software arbeiten mit zehnmütigen Datensätzen, die auf der Grundlage der meteorologischen Messungen zur Verfügung stehen. Das Programm stellt die aus den atmosphärischen Emissionen resultierende äußere Dosis bzw. als innere Dosis die gebundene effektive Dosis für jedes Isotop im Bezug auf die erwachsene und jugendliche Bevölkerung der Siedlungen der Umgebung dar (bei der inneren Dosis nimmt es bei den Erwachsenen fünfzig, bei den Kindern siebzig Jahre in Betracht), sowie bezüglich eines Umkreises von drei Kilometer.

Mit den flüssigen Emissionen in die Donau nimmt es bei der Berechnung der durch die radioaktiven Isotopen ausgelöste Strahlungsbelastung den Wasserstand der Donau sowie die Lebensmittelproduktions- und -verbrauchsdaten, die Gebräuche der Bevölkerung, die geografischen Charakteristika usw. wahr. Eine Dosissschätzung wird von dem Programm bei den flüssigen Emissionen nur für die am meisten betroffene Siedlung, für die Bevölkerung von Gerjen ausgeführt, da sich für die Bevölkerungen der anderen Siedlungen eine um Größenordnung kleinere Belastung ergibt. Die innere Dosisbelastung heißt auch hier die für fünfzig bzw. siebzig Jahre gebundene effektive Dosis.

Bezüglich der Berechnungen der Strahlungsbelastungen der Bevölkerung muss angemerkt werden, dass diese von Anfang an von den Fachleuten des Landesforschungsinstituts für Strahlenbiologie und Strahlengesundheit "Frédéric Joliot-Curie" (OSSKI) ausgeführt worden sind und werden. Da es keinerlei Betriebsdaten von vor 1997 gab, wurden auf Tabelle 5.7. die vom OSSKI berechneten Daten, auf die Jahre 1989-1997 bezogenen Strahlenbelastungsdaten mit den damals gültigen Grenzwerten angeführt (die Berechnungen für den Zeitraum davor waren nicht umfassen genug, doch aufgrund eines Vergleichs der Emissionen können wir auch hier auf die jährliche zusätzliche Strahlenbelastung folgern). Parallel dazu werden auf Tabelle 5.8. die vom Betrieb und von der OSSKI seit 1998 berechneten Daten angeführt. Bei der Interpretation der Ergebnisse muss beachtet werden, dass sich im Laufe der Jahre auch das angewandte Modell verändert hat, und sich andererseits der Kreis der in Beobachtung genommenen Radionuklide erweitert hat (so zum Beispiel im Bezug auf ^{14}C bei der inneren Strahlenbelastung aus atmosphärischer Herkunft ab Mitte der neunziger Jahre). Deshalb beeinflusst außer den aktuellen Emissionen und den Verbreitungsparametern auch dies die erhaltenen Ergebnisse. Da die Analysen der letzten Jahre umfassender sind, ist es angebracht die wichtigeren Folgen aus Tabelle 5.8. abzuleiten (die Daten heißen für die Erwachsenen im Umkreis von drei Kilometer um das Kraftwerk die durchschnittliche effektive Dosis, ausgenommen das Jahr 2002, die sich auf kritische Bevölkerungsgruppen beziehen):

Tabelle 5.7.: Geschätzte durchschnittliche Dosiszusatzleistung der Bevölkerung von den Emissionen des Kraftwerkes auf die im Umkreis des Kraftwerkes Lebenden aufgrund der Berechnung des OSSKI zwischen 1989 und 1997

Bestrahlungsrouten	Geschätzter individuelle effektive Dosis auf die erwachsene Bevölkerung im Umkreis von drei Kilometer vom Kraftwerk [$\mu\text{Sv}/\text{év}$]									Behördlicher Grenzwert
	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1997	
Luftemissionen^a										306
Außenbelastung	0,292	0,39	0,08	0,208	0,05	0,066	0,041	0,072	0,035	
Innenbelastung	0,016	0,016	0,028	0,034	0,036	0,036	0,036	0,063	0,021	
Gesamt	0,308	0,406	0,108	0,242	0,086	0,102	0,077	0,135	0,056	
Flüssige Emissionen^b										154
Außenbelastung	0,0005	0,0005	0,0005	0,0009	0,0008	0,0018	0,0011	0,001	0,001	
Innenbelastung	0,0025	0,0025	0,0031	0,0094	0,011	0,016	0,018	0,016	0,017	
Gesamt	0,0030	0,0030	0,0036	0,0103	0,0118	0,018	0,019	0,017	0,018	
Gesamt	0,311	0,409	0,112	0,252	0,098	0,120	0,096	0,152	0,074	460

a: bis 1992 war entsprechend der Leistung von 1760 MW der jährliche Grenzwert entsprechend $\mu 440 \text{ SV}/\text{Jahr}$, seit 1992 ist er der Leistung von 1840 MW entsprechend $460 \mu\text{Sv}/\text{Jahr}$

b: auf die erwachsene Bevölkerung von Gerjen gerechnete Strahlenbelastung

Tabelle 5.8.: Durchschnittliche Dosis für die Bevölkerung aus den radioaktiven Emissionen für die im Umkreis des Kraftwerks Lebenden 1998-2000 auf Grundlage der Daten der Betreiber bzw. der OSSKI^a

Einstrahlungs- verlauf	Geschätzter individuelle effektive Dosis auf die erwachsene Bevölkerung im Umkreis von drei Kilometer vom Kraftwerk [$\mu\text{Sv}/\text{év}$] ^c									
	1998		1999		2000		2001		2002 ^c	
	AKW Paks	OSSKI	AK W Paks	OSSKI	AKW Paks	OSSKI	AKW Paks	OSSKI	AKW Paks	OS- SKI
Atmosphärische Emissionen										
Außenbelastung	0,017	0,018	0,014	0,016	0,013	0,014	0,014	0,013	0,012	0,035
Innenbelastungs	0,014	0,014	0,017	0,010	0,016	0,011	0,016	0,012	0,020	0,044
Gesamt	0,031	0,032	0,031	0,026	0,029	0,025	0,030	0,025	0,032	0,079
Flüssige Emissionen^b										
Außenbelastung	0,002	0,0008	0,001	0,001	0,004	0,002	0,005	0,002	0,003	0,002
Innenbelastung	0,038	0,023	0,026	0,024	0,029	0,022	0,028	0,023	0,016	0,024
Gesamt	0,040	0,024	0,027	0,025	0,033	0,024	0,033	0,025	0,019	0,026
Summe^d	0,071	0,056	0,058	0,051	0,062	0,049	0,063	0,050	0,051	0,105

a: bis 1992 war entsprechend der Leistung von 1760 MW der jährliche Grenzwert entsprechend $440 \mu\text{Sv}/\text{Jahr}$, seit 1992 ist er der Leistung von 1840 MW entsprechend $460 \mu\text{Sv}/\text{Jahr}$. Gemäß Entscheid ÁNTSZ OTH (Landesamtsarztendienst) 40-6/1998 ist der für die kritische Bevölkerungsgruppe – die Kinderbevölkerung von Csampa – festgelegte Dosisgrenzwert bezüglich des AKW $90 \mu\text{Sv}/\text{h}$

b: auf die erwachsene Bevölkerung von Gerjen gerechnete Strahlenbelastung (ausgenommen 2002, wo der Wert für die Kinderbevölkerung gerechnet wurde)

c: ausgenommen 2002, wo der Wert die (aus den atmosphärischen Emissionen resultierende) Strahlenbelastung für die Kinderbevölkerung von Csampa, bzw. die (aus den flüssigen Emissionen resultierende) Strahlenbelastung für die Kinderbevölkerung von Gerjen ist

d: vor 1998 wurden die in der Tabelle figurierenden Bevölkerungsdosis zweimal überschritten: 1990 mit $0,4 \mu\text{Sv}/\text{h}$ und 1992 mit $0,25 \mu\text{Sv}/\text{h}$

- Die sich aus den flüssigen und atmosphärischen Emissionen des Kraftwerkes ergebenden zusätzlichen Strahlenbelastungen verteilten sich in einem Verhältnis halbe-halbe zwischen den beiden Komponenten. (Zu betonen ist allerdings, dass sich letzterer Zusatz auf die Bevölkerung von Gerjen bezieht, die anderswo Lebenden betrifft eine um Größenordnung geringere Strahlenbelastung.) Die Datenpaare des AKW Paks und der OSSKI stimmen sehr gut überein.
- Die beiden Hauptkomponenten der atmosphärischen Strahlenbelastungen sind die durch radioaktive Edelgase geschaffene äußere und die von kohlendioxidförmigen Radiokarbonaten in der Ernährungskette ausgelöste innere Strahlenbelastung. Von den flüssigen Emissionen bedeutete lediglich die durch die Inkorporation von Tritium auftretende innere Strahlenbelastung eine in Betracht zu ziehende Zusatzbelastung. Es lohnt sich anzumerken, dass die Emission von radioaktiven Isotopen, die eine atmosphärisch bedingte Strahlenbelastung auslösen, höchstens einige Prozent von den auf sie bezogenen Grenzwerten erreichte; gleichzeitig bewegt sich die Menge von Tritium, das eine ähnlichen Dosisanteil betraf, bei den flüssigen Emissionen von Jahr zu Jahr zwischen fünfzig und sechzig Prozent.
- In seiner Gesamtheit machte die jährliche Durchschnittszusatzbelastung aus den Emissionen des AKW Paks in der Nähe des Kraftwerkes innerhalb der angenommenen kritischen Gruppe bezüglich deren erwachsenen Mitgliedern in der vergangenen Epoche eine effektive Dosis von $0,05$ bis $0,4 \mu\text{Sv}$ aus. Die auf die kritische Gruppe bezüglich der Kinderbevölkerung von Csampa bezogenen Berechnungen des Jahres 2002 fallen ebenfalls in diesen Bereich. Die aktuellen Jahresdaten waren um drei Größenordnungen geringer als die gültigen behördlichen Obergrenzen und blieb um das zirka vierfache unter der durchschnittlich natürlichen Strahlenbelastung. Die auf der Grundlage der durchschnittlichen individuellen Strahlenbelastung für die im Umkreis von dreißig Kilometer lebende Bevölkerung von 210.000 Menschen kollektive Dosis betrug damit in der abgelaufenen Betriebszeit für 1 Person* mSv/Jahr .

Aufgrund der oben präsentierten Daten kann sich aus dem bisherigen Betrieb des AKW Paks keine aus der Zusatzstrahlenbelastung bewertbare Gesundheitsbelastung ergeben

(...)

5.5. Zu erwartende Folgen einer Betriebsstörung

Innerhalb des nuklearen Betriebsstoffzyklus stellen die Atomkraftwerke die größte potenzielle Strahlungsgefahr für die Bevölkerung und die Umwelt dar. Bereits im Anfangsstadium der Entwicklung von Atomkraftwerken wurden Studien über die Gefährlichkeit von Atomkraftwerken und Wärmekraftwerken gleicher Leistung angefertigt. Aus den so erhaltenen Daten wurde geschlossen, dass ein Abschmelzen der aktiven Zone und ein Austritt von Spaltmaterial aus dem AKW für die Bevölkerung ein größeres Risiko bedeutet als ein Störfall in einem kalorischen Kraftwerk – weshalb der Schutz der aktiven Zone des Reaktors und der Abdeckung der Brennelemente als eine grundlegende Aufgabe erachtet wurde.

Unter Beachtung der erwähnten Faktoren und Bewertungen wurden Systeme ausgearbeitet, die den verlässlichen Betrieb des Reaktors, die Sicherheit der Bevölkerung im Umkreis des Kraftwerkes sowohl unter Bedingungen eines Normalbetriebes als auch im Falle von Störfällen sichern. Hierher sind die folgenden Systeme zu zählen: das Sicherheitsschutzsystem des Reaktors, die Abdeckungen der Brennstäbe und die Kontrollsysteme der hermetischen Abschließung des Primärkreises, der speziellen Wasserreinigung, der Belüftung der strahlengefährdeten Zone sowie der Luftfilter. Vom Gesichtspunkt des Problems ist das Kühlsystem der aktiven Zone des Nuklearreaktors für den Störfall von besonderer Bedeutung, die Beschränkung der potenziellen Strahlungsgefahr sowie die Lokalisierung der aus der aktiven Zone austretenden flüchtigen Spaltprodukte.

Die gesteigerte potenzielle Gefahr der Atomkraftwerke kann in erster Linie durch das in der aktiven Zone des Reaktors sich kumulierende Spaltmaterial erklärt werden. Andere Quellen bilden nur eine zweitrangige Rolle. Solange die Sicherung der aktiven Zone entsprechend gesichert ist, sind 98 Prozent des radioaktiven Materials in den Brennstäben zu finden. Radioisotopen können nur dann in größeren Mengen aus den Brennstäben entweichen, wenn sich der nukleare Brennstoff überhitzt und zum Teil schmilzt. Es ist offensichtlich, dass eine Überhitzung der Brennstäbe nur dann erfolgen kann, wenn die vom Uran entwickelte Wärmemenge die vom Kühlmedium aufgenommen und weitergegebene Hitzemenge überschreitet.

Beim Betrieb eines nuklearen Reaktors kann eine solche Situation in zwei Fällen erfolgen: bei einem Abfall der Geschwindigkeit der Wärmeableitung unter den erlaubten Wert (z. B. wenn der Kanal von Fremdmaterial verstopft wird), oder bei einem Anstieg der Hitzeentwicklung, der die Obergrenze der Betriebsfähigkeit des Kühlsystems übersteigt. Zu solchen Fällen kann es im Reaktor kommen, zum Großteil betrifft dies aber nur einen unbeträchtlichen Teil der aktiven Zone. In diesen Fällen kann die Überhitzung und Fehler einiger Brennstäbe zu einem Anstieg der Menge der Spaltprodukte im primären Wärmekreislauf führen. Gleichzeitig verhindert die Präsenz von weiteren Sicherheitssystemen (und vor allem das Funktionieren des Primärkreises) die Weiterverbreitung der Radioisotopen und ihren Austritt an die Umwelt. Nach Entfernung der beschädigten Brennstäbe wird das Wasser des Primärkreises mithilfe von Filtern gereinigt und seine spezifische Aktivität auf ein akzeptables Maß reduziert. Die regelungs- und sicherheitstechnischen Einrichtungen, die Messeinrichtungen innerhalb des Reaktors, die Einrichtungen, die den hermetischen Abschluss der Brennstäbe kontrollieren und die Filtersysteme des primären Wärmeleiters dienen zur Vermeidung, Entdeckung, Lokalisierung und Zurückdrängen solcher Störfälle.

5.5.1. Erfordernisse im Zusammenhang mit der Bewertung von Betriebsstörungen

Gemäß den geltenden ungarischen Bestimmungen gehört zum Normalbetrieb einer nuklearen Einrichtung der entsprechende Betrieb innerhalb der Grenzen und Voraussetzung, die von der Behörde erlassen worden sind – eingeschlossen die Belastungsveränderungen, die Stilllegungen, die Wiederaufnahme des Betriebes, der Tausch des Brennstoffes sowie die Probeläufe.

Im Falle der Atomkraftwerke ist es das wichtigste Ziel, dass der Bau und Betrieb einer nuklearen Einrichtung, Individuen und Gruppen der Bevölkerung bzw. die Umwelt von den schädlichen Auswirkungen der ionisierenden Strahlung schützt, und die Strahlenbelastung des Personals und der Bevölkerung immer unter den vorgeschriebenen Werten, unter den sinngemäß anzuwendenden Minimalwerten bleibt. In diesem Interesse wird beim Bau von nuklearen Einrichtungen das Prinzip des tiefenmäßig gegliederten Schutzes angewandt. Demgemäß ist es das erstrangige Ziel der System und Maßnahmen vom Normalbetrieb abweichende Fälle zu vermeiden. Wenn es zum Überschreiten dieser "Schutzlinie" kommt, ist es die Aufgabe der Eingriffe und Systeme, die Ausbreitung eines möglichen Störfalles zu verhindern (sind transient). Die Aufgabe der dritten Schutzebene ist es, die Folgen eines Störfalles einzuschränken, den Störfall zu beenden, sofern die vorherigen Schutzebenen – wobei die Wahrscheinlichkeit dafür recht gering ist – nicht verhindern konnten, dass sich die Vorfälle zu einem Störfall entwickeln. Über die dritte Schutzebene hinaus müssen für den Schutz der Bevölkerung und des Personals Systeme

und Maßnahmen vorgeschrieben werden (im Einklang mit der Eintreffmöglichkeit und den zu erwartenden Folgen), deren Aufgabe es ist, die Folgen von Ereignissen, die den Planfall überschreiten, zu lindern.

Diesen Erfordernissen entsprechend wurde auch das AKW Paks entsprechend diesem gegliederten Schutzplan geplant und wird auch dementsprechend betrieben.

In nuklearen Einrichtungen wird als Sicherheitsfall erachtet, wenn die Sicherheit der Einrichtung – real oder potenziell – ungünstig beeinflusst wird, und eventuell zu einer nicht geplanten Strahlenbelastung des Personals oder der Bevölkerung führt oder führen kann. Es ist ersichtlich, dass diese Ereignisse auf einer sehr breiten Skala angesiedelt sind, von Transienten, die den Normalfall gerade überschreiten über zu erwartende oder prognostizierbare Störungen bis hin zu der Wahrscheinlichkeit nach kaum zu bewertende hypothetische Störfällen.

Jene Charakteristika der nuklearen Einrichtungen, deren Existenz für die kontrollierte Abwicklung erwartbarer Betriebsereignisse und angenommener Störfälle nötig sind (bei Beachtung der festgelegten Strahlenschutzbedingungen), werden als Basis der Planung erachtet. Diese Grundlage beinhaltet die zu erwartenden Betriebszustände und die von angenommenen Initialereignissen ausgelösten Umstände eines Störfalles sowie die Folgen eines Unterbleibens der Funktionen des Sicherheitsschutzes. Die Planstörfälle sind somit ein Teil der Planungsgrundlagen. Als Planstörfall erachten wir einen Fehler der Systeme oder Einrichtungen der nuklearen Einrichtung als Ergebnis einer äußeren Einwirkung und/oder falscher Eingriffe durch den Menschen. Dies ist ein mit nur geringer Wahrscheinlichkeit eintretender Fall, bei dem die Sicherheitsfunktionen wie geplant funktionieren und das Ereignis damit nicht zu einer Strahlenbelastung der Bevölkerung und des Personals – über die behördlichen Grenzwerte hinausgehend – führen.

Die ungarische Regelung zählt jene vom Normalbetrieb abweichenden Ereignisse in den Kreis der zu erwartenden Betriebsvorfälle, deren Wahrscheinlichkeit den Wert von 10^{-2} Fälle/Jahr überschreitet. Die Fälle, deren Wahrscheinlichkeit unter dem Wert von 10^{-2} Fälle/Jahr liegen werden bereits als angenommene (Plan)störfälle erachtet. Von den in die Planungsgrundlagen einbezogenen Fällen müssen die inneren Initialereignisse bezüglich der Störung des Systems oder durch menschliche Fehlleistung ausgelöste Ereignisse nur mehr bei 10^{-5} /Jahr angeführt werden, bei den Gefahrenquellen durch äußere menschliche Bedingungen nur mehr jene über dem Wert 10^{-7} Fälle/Jahr. Im Falle von Naturgewalten als äußere Gefahrenquelle sind die mit einer geringeren Häufigkeit als 10^{-4} Fälle/Jahr aus den Planungsgrundlagen auszuschließen.

5.5.2. Im AKW Paks durchgeführte Betriebsstörungsbewertungen

Westeuropäischen Reaktoren vergleichbar verfolgen auch die Sicherheitssysteme des AKW Paks das Grundprinzip der "Tiefensicherung", d.h., dass sich zwischen der Umwelt und den nuklearen Brennstäben zahlreiche Sicherheitslinien gezogen sind. Außer den passiven Schutzsystemen gibt es aktive. Im Falle eines Störfalles fallen die Regulierungsstäbe automatisch in die aktive Zone und stellen so die Kettenreaktion innerhalb weniger Sekunden ab. Wegen des Zerfalls der im Reaktor gebliebenen radioaktiven Spaltprodukte entwickelt sich aber weiterhin beträchtliche Hitze, der in den ersten Momenten 7,5 Prozent der nominellen Leistung ausmacht. Es bedarf also auch nach einer Abschaltung des Reaktors seiner Kühlung. Sofern der Störfall die Beschädigung des Kühlsystems ist, muss auf jeden Fall für eine ergänzende Kühlung im Störfall, auch nach der Abschaltung, gesorgt sein. Das Abschmelzen des ungekühlten Brennmaterials kann nämlich zu einem Entweichen der in den Brennstäben befindlichen radioaktiven Spaltprodukte führen, und dies ist auf jeden Fall zu verhindern.

Der Bruch der Hauptrohre des Primärkreises ist einer der schwerste Störfälle in einem AKW überhaupt. In diesem Fall verdampft – über den Ausfall der Kühlung der Zone – das aus der Bruchstelle ausströmende Wasser wegen seiner hohen Temperatur und des niedrigeren Drucks sofort. Zur Vermeidung des Austretens des radioaktiven Dampfes dient der sogenannte hermetisch abgeschlossen Raum und das Lokalisierungssystem. Der hermetisch abgeschlossene Raum ist der die Kühlkreise des Reaktors enthaltende, mit einer ca. 1,5 Meter dicken Betonwand umgebene Gebäudeteil, der einerseits dem Strahlenschutz dient, andererseits das Entweichen der angehäuften Aktivität bis zu einem Überdruck von 1,5 bar verhindert.

Zur Vermeidung eines höheren Gasdrucks (bzw. einer Beschädigung des Eisenbetongebäudes) wurde das sog. Lokalisierungssystem, mit anderen Worten das Dampfdruckminderungssystem ausgebaut, das aus dem Lokalisierungsturm und der Sprinkleranlage besteht. Der im Fall eines Bruchs der Hauptkreisleitungen entstehende Dampf strömt gemeinsam mit der Luft des hermetisch abgeriegelten Raumes in den Lokalisierungsturm, wo er über mit Wasser angefüllte Platten strömt. Der Dampf kondensiert, womit der Druck im hermetisch abgeschlossenen Raum sinkt. Die Sprinkleranlage versprüht borhaltiges Wasser in den hermetisch abgeriegelten Raum. Das Wasser kondensiert den Dampf, womit der Druck im hermetisch abgeriegelten Raum weiter gesenkt wird.

Im Falle eines Rohrbruches im Primärkreis wird die Kühlung des Primärkreises vom Zonenstörfallkühlungssystem (ZÜHR) versehen. Dieses besteht aus einem Hoch- und einem Niederdruckteil. Die Niederdruckpumpe pumpt im Bedarfsfall mit einem Druck von maximal 7,2 bar 12 g/l borsäurekonzentriertes Wasser in den Reaktor. Die

Hochdruckpumpe unterstützt die Wiederherstellung der normalbetrieblichen Wasserkühlung mit der Eingabe von 40 g/l borkonzentriertem Wasser, der Eingabedruck der Pumpe entspricht dem aktuellen Druck des Primärkreises.

Bereits im Entwicklungsstadium von Atomkraftwerken wurden Analysen bezüglich der Gefahr von Störfällen angestellt. Aufgrund dieser wurde gefolgert, dass das Schmelzen der aktiven Zone und der Austritt des flüchtigen Spaltmaterials aus dem Atomkraftwerk für die Bevölkerung die größte Gefahr bedeutet, weshalb der Schutz der aktiven Zone des Reaktors und der Abdeckungen der Brennstäbe als grundlegende Aufgabe galt.

Der aufgrund der genehmigten Fassung des Sicherheitsabschlussberichts VBJ (2002), dem AGNES-Projekt, der IBF (Temporären Sicherheitsüberwachung) und der sicherheitssteigernden Umbauten angefertigte Bericht enthält eine ausgedehnte Störfallanalyse. Die Struktur dieser Analysen lautet wie folgt:

Analyse von Planstörfällen (DBA)

Im Zuge der DBA-Analysen musste bezüglich der Prozesse, die den weiter unten spezifizierten Initialereignissen folgen, belegt werden, dass die Sicherheitssysteme des Kraftwerkes schwerwiegende Folgen vermeiden können. Dementsprechend wurden Akzeptanzkriterien formuliert, die Aufgabe der Analyse war es dann, festzustellen, ob diese erfüllt werden.

Aufgrund der physikalischen Prozesse die dem Initialereignis folgen ist es angebracht, die Analysen in drei Gruppen zu teilen: Transienten, die von Anomalien der Reaktivität ausgelöst werden, thermohydraulische Transienten, weiters die Analyse der Hilfseinrichtungen zum Zweck der Vermeidung von Radioaktivität.

Bei der Analyse der Störfälle, die reaktiven Anomalien folgen, musste – je nach Aufgabe – eine ein- oder dreidimensionale Zonenberechnung durchgeführt werden. Besonders wichtig war die Beachtung der notwendigen thermohydraulischen Rückkoppelung. Die Analyse der Initialereignisse, die thermohydraulische Transienten auslösten, bedurfte von den Prozessen abhängige, unterschiedliche Programme. In jenen Fällen, bei denen es sich um einen Störprozess nach einer Beschädigung des Primärkreises handelte, musste im allgemeinen eine Aktivitätstransport- und eine Dosisberechnung durchgeführt werden. Für die Analyse der Hilfseinrichtungen wurden ad-hoc-Methoden benutzt, aber für die Dosisberechnungen wurden auch in diesen Fall die Methoden angewandt, die man schon bei den Störfällen die mit dem Verlust des Kühlmediums einhergehen, angewandt hatte.

Zu erwartende Transienten bei Unterbleiben des Funktionierens des Reaktorschutzes (ATWS)

Die ATWS-Analysen wurden der internationalen Praxis entsprechend unter Beachtung realistischer, auf den Normalbetrieb beruhender Daten durchgeführt.

Bei Störfall Temperaturschock des unter Druck befindlichen Reaktorbehälters (PTS)

Der Temperaturschock ist in erster Linie ein Problem älterer amerikanischer und sowjetischer Behälter, was eine Folge der nichtentsprechenden Materialqualität ist. Trotz der hohen Qualität des Reaktorbehälters von Paks umfasst die Analyse der Störfälle auch die PTS-Analysen.

Auf der breiten Skala der möglichen Störfälle und Unfälle während der Lebenszeit des Reaktorbehälter sehr schnellen und bedeutenden Abkühlungen ausgesetzt (Temperaturschock) bei gleichzeitigen Aufrechtbleiben des Systemdrucks. Es ist zu belegen, dass der Behälter im Laufe seiner geplanten Lebenszeit und unter Berücksichtigung der Versprödung auch im Falle eines PTS keinen Schaden erleidet,

Aufzählung der angenommenen Initialereignisse

Erster Schritt der Analysen war die Fixierung des Kreises jener Initialereignisse, die den Gegenstand der Untersuchung bilden werden. Gemäß den Erfahrungen aus dem jahrzehntelangen Betrieb und der Zulassung von AKWs deckt die Liste der Initialereignisse in der von der US NRC herausgegebenen Regulatory Guide 1.70 sehr gut den Kreis jener anzunehmenden Störfälle ab, die beim gemeinsamen Abwägen der Wahrscheinlichkeiten und Folgen aus der Sicht der Sicherheit von Kraftwerken und Umwelt maßgebend sind. Der Sicherheitsabschlußbericht enthält die Analyse der oben erwähnten Initialereignisse ergänzt um jene Fälle, die als spezifische Störfälle für den Reaktor des Typs VVER gelten.

Die im Kreis der Planstörfälle untersuchten Initialereignisse wurden, unter Beachtung von deren anzunehmenden Häufigkeit, in zwei Gruppen eingeteilt:

- Zu erwartende Ereignisse, AOO (Anticipated Operational Occurrences)
- Angenommene Störfälle, PA (Postulated Accidents)

Die anzunehmende Häufigkeit der AOO-Fälle ist größer als 10^{-2} /Jahr, jene der PA-Fälle geringer.

Im weiteren werden die in sieben Gruppen eingeteilten Initialereignisse in tabellarischer Form überblickt, wie auch die Initialereignisse der ATWS- und PTS-Gruppen. Die Spalte "US NRC" der Tabellen zeigt von welchem Element laut Regulatory Guide 1.70 die Rede ist, die Spalte "Kapitel" gibt die entsprechende Kapitelnummer des abschließenden Sicherheitsberichts VBJ wieder, die Zeichenerklärung der Spalte "VBJ" lautet hingegen:

+ Analyse angefertigt;

- Analyse nicht angefertigt;

↓ die mit einem Pfeil nach unten angezeichneten Initialereignisse, genauer majoriert er die ausgeführte Analyse mit gegebenem Konservatismus; PA kann nur dann ein AOO-Initialereignis majorieren, wenn gemäß Analyse des PA-Falles auch die strengeren AOO Kriterien erfüllt sind.

1. Gruppe der Initialereignisse (VBJ Kapitel 15.2.4.1.)

Tabelle 5.42.: Anstieg des Wärmeabzuges auf der Sekundärseite

Initialereignis	Type	US NRC	Kapitel	VBJ
1.1. Störung des Versorgungswassersystems, was zu einer Senkung der Temperatur des Versorgungswassersystems führt	AOO	15.1.1.	15.2.4.1.1.	↓ 1.5.
1.2. Störung des Versorgungswassersystems, was zu einem Anstieg der Temperatur des Versorgungswassersystems führt	AOO	15.1.2.	15.2.4.1.2.	↓ 1.5.
1.3. Störung oder Fehler der Dampfdruckregulierung, was zu einem erhöhten Dampfumsatz führt	AOO	15.1.2.	15.2.4.1.3.	↓ 1.5.
1.4. Unbeabsichtigtes Öffnen der Sicherheitsventile der Abblasvorrichtung des Dampferwicklers	AOO	15.1.4.	15.2.4.1.4.	↓ 1.5
1.5. Spektrum von Dampfrohrbrüchen inner- und außerhalb des Containments	PA	15.1.5.	15.2.4.1.5.	+

2. Gruppe der Initialereignisse (VBJ Kapitel 15.2.4.2.)

Tabelle 5.43.: Abfall des Wärmeabzuges auf der Sekundärseite

Initialereignis	Type	US NRC	Kapitel	VBJ
2.1 Störung oder Fehler der Dampfdruckregulierung, was zu einem Absinken des Dampfumsatzes führt	AOO	15.2.1	15.2.4.2.1	↓ 2.3
2.2 Lastabwurf	AOO	15.2.2	15.2.4.2.2	↓ 2.3
2.3 Turbinenabstellung	AOO	15.2.3	15.2.4.2.3	+
2.4 Unbeabsichtigtes Schließen der Isolierungsventile der Hauptdampfleitung	AOO	15.2.4	15.2.4.2.4	+
2.5 Verlust des Kondensatorvakuums	AOO	15.2.5	15.2.4.2.3	↓
2.6 Gleichzeitiger Verlust der äußeren Stromzufuhr und der inneren Wechselstromzufuhr	AOO	15.2.6	15.2.4.2.5	+
2.7 Verlust der Versorgungswasserzufusses	AOO	15.2.7	15.2.4.2.6	+
2.8 Bruch der Versorgungswasserleitungen	PA	15.2.8	15.2.4.2.7	+

3. Gruppe der Initialereignisse (VBJ Kapitel 15.2.4.3.)**Tabelle 5.44.: Abfall des Umlaufs des Kühlmittels im Primärkreis**

Initialereignis	Type	US NRC	Kapitel	VBJ
3.1 Ausfall einer oder mehrerer Pumpen des Hauptkreislaufes	AOO	15.3.1	15.2.4.3.1	+
3.2 Verklemmung der Pumpen des Hauptkreislaufes	PA	15.3.3	15.2.4.3.2	+
3.3 Achsenbruch der Pumpen des Hauptkreislaufes	PA	15.3.4	15.2.4.3.3	+
3.4 Störung der natürlichen Zirkulation	AOO	-	15.2.4.3.4	+

4. Gruppe der Initialereignisse (VBJ Kapitel 15.2.4.4.)**Tabelle 5.45: Reaktive Störfälle und Anomalien der Leistungsverteilung**

Initialereignis	Type	US	Kapitel	VBJ
4.1 Unkontrolliertes Herausziehen des Regulierungsbündels in einem subkritischen oder hochfahren- den Zustand	AOO	15.4.1	15.2.4.4.1	+
4.2 Unkontrolliertes Herausziehen des Regulierungsbündels in unterschiedlichen Zuständen	AOO	15.4.2	15.2.4.4.2	+
4.3 Fehlerhafter Betrieb des Regulierungsbündels	AOO	15.4.3	15.2.4.4.3	+
4.4 Fehlerhaftes Wiedereinschalten nichtoperierender Stränge	AOO	15.4.4	15.2.4.4.4	+
4.5 Fehlerhaftes Betreiben der Regulierungssysteme für Ersatz- und Borwasser	AOO	15.4.6	15.2.4.4.5	+
4.6 Falsche Positionierung des Brennstabelementbündels	PA	15.4.7	15.2.4.4.6	+
4.7 Spektrum des Herausfallens des Regulierungsbündels	PA	15.4.8	15.2.4.4.7	+

5. Gruppe der Initialereignisse (VBJ Kapitel 15.2.4.5.)**Tabelle 5.45.: Anstieg der Menge des Reaktorkühlwassers**

Initialereignis	Type	US NRC	Kapitel	VBJ
5.1 Unbeabsichtigter Betrieb des Notkühlsystems (ZÜHR)	AOO	15.5.1	15.2.4.5.1	-
5.2. Falsches Betreiben des Zusatz- und Borwassersystems, was zu einem Anstieg der Menge des Kühlwassers führt	AOO	15.5.2	15.2.4.5.2	+

6. Gruppe der Initialereignisse (VBJ Kapitel 15.2.4.6.)**Tabelle 5.46.: Absinken der Menge des Reaktorkühlwassers**

Initialereignis	Type	US NRC	Kapitel	VBJ
6.1 Unbeabsichtigtes Öffnen der Volumenausgleich- oder Abblasventile	PA	15.6.1	15.2.4.6.1	+
6.2 Bruch der Rohre im Primärkreis, der außerhalb der Sammelsysteme innerhalb des Con- tainments geschieht	AOO	15.6.2	15.2.4.6.2	+
6.3 Rohrbruch des Dampfentwicklers	PA	15.6.3	15.2.4.6.3	+
6.4 Öffnung des Deckels des Dampfentwicklers	PA	-	15.2.4.6.4	+
6.5 Spektrum aller Störungen durch Rohrburch	PA	15.6.5	15.2.4.6.5-7	+
6.6 Sicherung der Pumpe im Hauptkreislauf in den intermediären Kreis bei Verlust der Stromversorgung	PA	-	15.2.4.6.8	+

7. Gruppe der Initialereignisse (VBJ Kapitel 15.2.4.7.)**Tabelle 5.47.: Radioaktive Emissionen aus Untersystemen und Komponenten**

Initialereignis	Type	US	Kapitel	VBJ
7.1 Sickerung oder Fehler des Abfallsystems für gasförmige radioaktive Abfälle	PA	15.7.1	15.2.4.7.1	+
7.2 Sickerung oder Fehler des Abfallsystems für flüssige radioaktive Abfälle	PA	15.7.2	15.2.4.7.2	+
7.3 Postulierte Emission aus dem Flüssigkeitstank	PA	15.7.3	15.2.4.7.3	+
7.4 Behandlungsfehler von Brennelementen im Containment und Im Brennelementelager	PA	15.7.4	15.2.4.7.4	+
7.5 Fallenlassen eines Containers mit ausgebrannten Brennstäben	PA	15.7.5	15.2.4.7.5	-

8. Gruppe der Initialereignisse (VBJ Kapitel 15.2.4.8.)**Tabelle 5.48.: ATWS Ereignisse**

Initialereignis	Type	US NRC	Kapitel	VBJ
8.1 Unkontrollierter Rückzug eines Regulierungsbündels	PA	15.8.1	15.2.4.8.1	+
8.2 Verlust des Einlasswassers	PA	15.8.2	15.2.4.8.2	+
8.3 Verlust der äußeren Stromversorgung	PA	15.8.3	15.2.4.8.3	+
8.4 Lastabwurf	PA	15.8.4	15.2.4.8.4	↓ 8.6
8.5 Verlust des Kondensatorvakuum	PA	15.8.5	15.2.4.8.5	↓ 8.6
8.6 Turbinenstillstand	PA	15.8.6	15.2.4.8.6	+
8.7 Unbeabsichtigtes Schließen der Isolierungsventile der Hauptdampfleitung	PA	15.8.7	15.2.4.8.7	+

9. Gruppe der Initialereignisse (VBJ Kapitel 15.2.4.9.)**Tabelle 5.49.: PTS-Fälle (Temperaturschock)**

Initialereignisse	Kapitel	VBJ
9.1 Unbeabsichtigtes Öffnen der Volumenausgleichventile	15.2.4.9	+
9.2 Kleinere und mittlere Rohrbrüche	15.2.4.9	+
9.3 200prozentiger Rohrbruch im Kaltwassersystem	15.2.4.9	+
9.4 Öffnung der Haube des Dampfentwicklers	15.2.4.9	+
9.5 Bruch der Dampfleitungen	15.2.4.9	+
9.6 Unbeabsichtigte Inbetriebnahme des Notkühlsystems (ZÜHR)	15.2.4.9	+

Die im Zuge der Analysen angewandten Akzeptanzkriterien und Grundprinzipien

Im Zuge der Analyse der Planstörfälle wurden aufbauend auf der finnischen Praxis, die Kriterien benutzt, die in dem von der NRC herausgehobenen "Standard Review Plan" figurieren, und jenen, die im Zuge des AGNES-Projektes und der IBF, der temporären Sicherheitsüberprüfung, definiert wurden. Eine abgekürzte Liste dieser Kriterien, ergänzt mit den in den PTS-Analysen vorgeschriebenen Kriterien lautet wie folgt:

Kriterium C1

Kein Initialereignis generiert einen mit schwereren Folgen einhergehenden Kraftwerkzustand als in der gegebenen Kategorie vorgegeben ohne Auftreten von weiteren unabhängigen Fehlern.

Kriterium C2

Ein zu erwartendes Betriebsereignis kann in sich selbst oder in Kombination bei Beschädigung einer aktiven Komponente oder bei einem Fehler eines Operators keinen einzigen Verlust der Funktion einer Sicherheits-schranke zum Ergebnis haben, eingeschlossen die Abdeckung der Brennstäbe. Wenn aber die kombinierte Häufigkeit des Ereignisses und der Beschädigung einer weiteren Komponente oder eines Operatorfehlers geringer ist als 10^{-2} /Jahr, dann ist bei einer beschränkten Zahl von Brennstäben ein Oberflächenschaden zugelassen. Die Zahl der beschädigten Brennstäbe muss mittels Berechnung festgesetzt werden, die Beschädigung der Abdeckung muss nach dem Kriterium C4 angenommen werden.

Bei der Analyse muss die am ehesten einschränkbare einmalige Beschädigung des Kraftwerksystems oder der Operatorfehler identifiziert und angenommen werden.

Kriterium C3

Die Wahrscheinlichkeit eines Auftretens einer Wärmeübergabekrise muss in der aktiven Zone überall gering gehalten werden. In den am meisten belasteten Brennstäben, darf es mit einer 95prozentigen Wahrscheinlichkeit auf einem Konfidenzniveau von 95 Prozent zu keiner Hitzekrise (DNB) kommen. Die angewandte DNB-Korrelation muss auf den gegebenen Zonenkühlvoraussetzungen und auf die für die Gesichtspunkte des gegebenen Brennstabes relevanten Versuchsdaten aufgebaut werden.

Wenn in den Analysen die sich ergebende DNB-Korrelation unter den wie oben ermittelten Wert sinkt, dann muss bei allen jenen Stäben, bei denen sich diese Kriterien nicht anwenden lassen, ausgenommen, wenn mithilfe eines Beschädigungsmodells eines akzeptablen Brennelements belegt werden kann, dass weniger Stäbe beschädigt worden sind, ein Fehler im Brennelement angenommen werden (Perforation der Abdeckung).

Kriterium C6

Infolge dieses Betriebsunfalls müssen die Dosen unter den nachstehenden Grenzwerten bleiben:

- in den kontrollierten Zonen des Kraftwerkes ist der effektive Dosisleistungswert geringer als 15 mSv/Jahr, der Schilddrüsendosisleistungswert ist kleiner als 150 mSv/Jahr;
- außerhalb der kontrollierten Zone des Kraftwerkes und in der Umgebung ist der effektive Dosisleistungswert geringer als 0,1 mSv/Jahr, der Schilddrüsendosisleistungswert ist kleiner als 1 mSv/Jahr.

Kriterium C8

Bei einem Planstörfall bleibt der Druck des Reaktorkühlwasser- und -hauptdampfsystems unter 110 Prozent des geplanten Wertes.

Auf die angenommenen Störfälle bezogenen Kriterien

Kriterium C1

Kein Initialereignis generiert einen mit schwereren Folgen einhergehenden Kraftwerkzustand als in der gegebenen Kategorie vorgegeben ohne Auftreten von weiteren unabhängigen Fehlern.

Kriterium C4

Ein Schaden an der Abdeckung des Brennelementes ist bei allen jenen Brennstäben anzunehmen, bei denen von folgenden Symptome mindestens eines auftritt:

- a. Abdeckung überhitzt sich, das Brennelement erleidet eine Hitzekrise gemäß Kriterium C3
- b. Die Temperatur der Brennelementtablette erreichte an einem beliebigen Punkt den Schmelzpunkt (Der Schmelzpunkt liegt für frischen Brennstoff bei 2840 C, bei angereichertem Stoff bei 2670 Grad.

- c. Die Entalpie des radial geschnittenen Brennelements überschreitet 586 J/gUO₂ (140 cal/g) an jedwedem axialen Punkt des Brennstabes. Der Entalpie-Referenzpunkt liegt bei 298 K.
- d. Andere mögliche Schäden bei Brennstäben, wie z. B. mechanische Schläge oder Aufblähung und Bruch infolge innerer Spannungen.

Kriterium C5

Unter den angenommenen Störfallbedingungen muss der Primärkreis des Reaktors in einem Zustand bleiben, dass die Kühlbarkeit der Brennelemente kurz- und langfristig erhalten bleibt. Für dessen Beleg genügt es einzusehen, dass folgenden Bedingungen erfüllt sein müssen:

- a. Die Kriterien der Zonenkühlung müssen erfüllt sein:
- Die Abdeckungen der maximal berechneten Brennelemente überschreitet nicht 1200 Grad Celsius.
 - Die berechnete Oxidation der Abdeckung überschreitet an ihrem am meisten belasteten Punkt nicht 17 Prozent der Dicke der Abdeckung vor der Oxidation.
 - Der berechnete Wert der Gesamtmenge des aus der chemischen Reaktion der Abdeckung mit Wasser oder Dampf entstammenden Wasserstoffes überschreitet nicht ein Prozent der anzunehmenden Menge, die dann entstehen würde, wenn alles Metall in den die Brennelemente umgebenden Abdeckungszyklindern reagieren würde (abzüglich die keine Tabletten enthaltenden Abdeckungen).
 - Die in der Geometrie der aktiven Zone auftretenden Veränderungen verunmöglichen nicht die Kühlung der Zone.
- b. Die Entalpie des radial geschnittenen Brennelements überschreitet 963 J/gUO₂ (230 cal/g) an jedwedem axialen Punkt des Brennstabes. Der Entalpie-Referenzpunkt liegt bei 298 K.

Kriterium C7

Bei einem angenommenen Störfall müssen die Dosen unter folgenden Grenzwerten bleiben:

- in den kontrollierten Zonen des Kraftwerkes ist der effektive Dosisleistungswert geringer als 50 mSv/Jahr, der Schilddrüsendosisleistungswert ist kleiner als 500 mSv/Jahr;
- außerhalb der kontrollierten Zone des Kraftwerkes und in der Umgebung ist der effektive Dosisleistungswert geringer als 5 mSv/Jahr (es ist zielführend laut Stellungnahme der ÁNTSZ-OTH, des Landesamtsarztendienstes die Werte darauf zu beziehen), der Schilddrüsendosisleistungswert ist kleiner als 50 mSv/Jahr.

Kriterium C9

Bei einem Planstörfall bleibt der Druck des Reaktorkühlwasser- und -hauptdampfsystems unter 135 Prozent des geplanten Wertes.

Ergänzende Kriterien

In einigen konkreten Fällen kommen noch folgende Kriterien bezüglich der zu erwartenden Betriebsereignisse und der angenommenen Störfälle hinzu:

Kriterium C10

Die Gebrauchsanleitungen des Kraftwerkes haben darauf zu achten, dass mit dem inneren Kontrollsystem nach der Umlagerung die eventuell beschädigten Bindemittelfüllungen der Brennelemente ausweisbar sind.

Kriterium C11

Ab dem Zeitpunkt, an dem ein Signal den Operator auf eine nicht vorgesehene Verringerung der Konzentration der Borsäure aufmerksam macht, müssen folgende Zeitintervalle zur Verfügung stehen, bevor der kritische Punkt erreicht ist oder die Abstellreaktivität des Kraftwerkes verloren geht:

- a. Umlagerung der Brennelemente 30 Minuten,
- b. Hochfahren, kaltes Abstellen im Zuge auf minimal kontrollierbarer Leistung 15 Minuten

Kriterium C12

Die aktive Zone gerät infolge der Betriebsstörungen bei der Umlagerung nicht ins Trockene.

Die speziellen Kriterien der PTS-Analysen:

Kriterium PTS-1

Der Sicherheitsfaktor gegenüber Beginn der Ausbreitung eines Sprunges ist geringer als 1,1.

Kriterium PTS-2

Im stabilen Endzustand des Systems darf der Druck nicht die zur entstandenen Hitze gehörende zugelassene Hitze überschreiten.

Die Häufigkeit der Initialereignisse für angenommene Störfälle ist im allgemeinen mit 10^{-4} bis 10^{-5} Fälle/Jahr anzusetzen. Gemäß VBJ-Sicherheitsabschlußbericht kann aufgrund der Ergebnisse der für das AKW Paks durchgeführten zahlenmäßigen Risikoanalyse (PSA) in Form einer Kurzbewertung festgehalten werden, dass die Wahrscheinlichkeit bezüglich eines Zonenschadens auf ein Jahr bezogen ("Häufigkeit" einer Zonenbeschädigung) und bezüglich eines inneren Initialereignisses wesentlich geringer ist als die im Zuge des AGNES-Projekts bzw. der IBF, der temporären Sicherheitsüberprüfung, für Block 1 und 2 auf einen nominelle Leistung berechnete Zonenschadenhäufigkeit von $5 \cdot 10^{-4}$ /Jahr.

Die Zonenschadenhäufigkeit für die einzelnen Blöcke nach den Hauptreparaturen des Jahres 2003 werden in Tabelle 5.50. angeführt.

Tabelle 5.50. Zonenschadenhäufigkeit für die einzelnen Blöcke nach Hauptreparatur des Jahres 2003

	Block 1	Block 2	Block 3	Block 4
Bei nomineller Leistung				
Interne Vorfälle	1,3E-5	1,4E-5	1,4E-5	1,3E-5
Feuer	4,5E-6	3,3E-6	9,2E-6	6,3E-6
Überschwemmung	8,5E-6	3,8E-6	9,0E-6	3,9E-6
Abstellen für Hauptreparatur	1,3E-5	1,3E-5	1,3E-5	1,3E-5
Gesamt	3,9E-5	3,4E-5	4,5E-5	3,7E-5

Anmerkung: Die Angaben für Block 2 können wegen der langen Abschaltung des Blocks und seiner speziellen Betriebsweise nur als formale Information gesehen werden

Gemäß der Liste der Initialereignisse wurden alle aus Sicherheitssicht heute weltweit als wichtig erachteten Initialereignisse analysiert. Die konkreten Ergebnisse der Analysen bestätigten die Erwartungen, namentlich das, dass die in den Blöcken angewandten Systeme über beträchtliche Reserven verfügen. In der Mehrzahl der untersuchten Initialereignisse erfüllt das Kraftwerk auch bei einer minimalen Konfiguration der Sicherheitssysteme die Kriterien. Die strenge Anwendung des Prinzips des einmaligen Schadens musste nur bei einem zweihundertprozentigen Bruch der Kaltrohre, einer unkontrollierten Entfernung der Regulierungsmittel und eines Bruches der Gasleitungen angewandt werden (Planungskriterium des Kühlsystems für den Störfall ist, dass es bei einem einmaligen Fehler noch immer seiner Aufgabe nachkommen kann). Eine andere potenzielle Gefahrengruppe der Störfälle im Zusammenhang mit dem Verlust des Kühlmittels formen jene Störfälle, in denen die Kühlmittel aus dem Primärkreis nicht in das Containment ausfließen (Wärmeabgaberohr des Dampfentwicklers, Öffnung der Haube des Dampfentwicklerkollektors, Ausfluss in den intermediären Kreis der Hauptpumpe). In diesen Fällen entsteht kein Sickerwasser, das nach Ablassen des Kühlsystems für den Störfall zu einer Beschädigung der Zone führt, wenn es nicht rechtzeitig zu einer Isolierung des Bruches kommt bzw. der Wassernachschub des Primärkreises nicht aus anderen Wasserquellen gesichert werden kann. Von allen Störfällen, die mit einer Verringerung des Wärmeentzuges auf der Sekundärseite einhergehen, führt der unbeabsichtigte, gleichzeitige Verschluss aller Gasventile zum höchsten Druck im Primärkreis (13,63 MPa) und zum Entstehen der geringsten Reserven bis zur kleinsten Hitzeperiode ($DNBR_{min}$) (2,38). Aus der Sicht dieses $DNBR$ gesehen sind aber

die Transienten, die mit einer Zwangsabschaltung einhergehen, sowie die reaktiven Transienten ungünstiger. Die Analyse der Störfälle durch Anstieg des Sekundärdrucks hat gezeigt, dass infolge der hohen Kapazität der Sicherheitsventile des Dampfentwicklers selbst dann, wenn die Atmosphärenredukatoren nicht in Betracht gezogen werden, der Druck nicht wesentlich über den Einstellungsdruck der Sicherheitsventile ansteigt. Die Untersuchung eines Bruches der Nutzwasserleitungen hat zu dem Ergebnis geführt, dass sich nicht jene Schutzsignale des Dampfentwicklers zeigen, die in diesen Fällen zu einer Umgehung des Dampfentwicklers führen, wodurch dieser Transient, der in die Gruppe der Initialereignisse für eine Reduzierung des Wärmeentzuges gehört, zu einer beträchtlichen Steigerung des Wärmeentzuges führt. Die Lösung des Problems wäre ein Signal einzuführen, das bereits im Falle eines Gasleitungsbruchs vorgeschlagen wurde, nämlich ein Signal bezüglich eines niedrigen Drucks im Dampfkollektor. Im Kreis der reaktiven Transienten hat sich herausgestellt, dass in einigen Fällen die Arbeit des Periodenschutzes unumgänglich ist, um eine Verletzung der Kriterien zu vermeiden. Dieser Schutz kann zur Zeit nicht als divers erachtet werden. Ein wichtiges Ergebnis der Analyse ist, dass die mit einem Ausbleiben der Notabschaltung des Reaktors einhergehenden Transienten (ATWS) unter Annahme realistischer Bedingungen das System nicht in einen gefährlichen Zustand gerät und sich dann die gültigen Kriterien erfüllen.

Die Untersuchung der Transienten, die mit einem Hitzeschock unter Druck (PTS) einhergehen, haben eindeutig und klar zu dem Ergebnis geführt, dass man in den Gebrauchsanweisungen der Isolierung von Brüchen im Primärkreis im Vergleich zur Vermeidung dessen, den Behälter kalt unter Druck zu stellen, keine absolute Priorität einräumen darf. Dieser Gesichtspunkt wurde bei der Entwicklung der neuen grundsatzorientierten Gebrauchsanweisung laufend berücksichtigt. Die weiteren Probleme, die sich im Laufe der späteren Abschnitte in der Betriebsdauer des Kraftwerkes zeigen werden, sind durchaus lösbar: mit der Verringerung der aus dem Konservatismus der Berechnungen resultierenden Wirkungen, unter Beachtung der wohltuenden Wirkungen einer den Behälter weniger in Anspruch nehmenden Zoneneinteilung, mit einem weiteren Betrieb des Surveillance-Systems und letztlich mit einem Anheben der Temperatur des Kühlwassers für den Störfall. Die Analyse des Containments hat gezeigt, dass der bei Störfällen des Typs DBA entstehende Druck unter den geplanten Werten bleibt. Der gemeinsam mit kumulierten Fehlern untersuchte Bruch der Gasleitung führt zu höheren Druckwerten als der geplante Störfall nach Maß. Hier ist zur Vermeidung der Verletzung der Grenzwerte ein Eingriff des Operators nach dreißig Minuten erforderlich. Der ursprüngliche technische Plan des Kraftwerkes hat die Wasserstoffentwicklung nicht in Betracht gezogen. Seither ist es wegen der möglichen Entwicklung von Gasen innerhalb des Behälters zum Ausbau eines Gasentfernungssystems aus dem Primärkreis für den Störfall gekommen, ebenso wie für die Entfernung des Wasserstoffs innerhalb des Containments passive regenerative Wasserstoffrekombinatoren montiert wurden. Das entsprechende Funktionieren des Gasentferners und der Rekombinatoren wurde belegt.

Bei den Ereignissen, die mit radiologischen Folgen einhergehen hat sich den Erwartungen entsprechend gezeigt, dass es zu einer Überschreitung der in den Richtlinien für nukleare Sicherheit figurierenden Kriterien nicht gekommen ist. Bei einer Beschädigung des Kollektors des Dampfentwicklers kann damit gerechnet werden, dass sich wegen der unmittelbaren Abgabe an die Umwelt Probleme zeigen können, die Analysen haben aber gezeigt, dass ein Austritt an Aktivität aus dem Primärkreis, selbst mit dem anzunehmenden "spiking" gemeinsam zu keiner maßgebenden Dosissteigerung an der Grenze der Sicherheitszone führt. Mithilfe der inzwischen durchgeführten Maßnahmen zur Steigerung der Sicherheit hat der Betreiber die Folgen solcher Fälle effizient gesenkt.

Die aus der Sicht von Austritt an Aktivität aus technologischen Systemen untersuchten Störfälle waren die folgenden:

- A) Bruch des Rohrs 73 mm Durchmesser
- B) Bruch des Rohrs 90 mm Durchmesser
- C) Bruch des Rohrs 111 mm Durchmesser
- D) Bruch des Rohrs 233 mm Durchmesser
- E) Bruch des Rohrs 277 mm Durchmesser
- F) Bruch des Kälteteils der Rohre im Primärkreis 492 mm Durchmesser (200%-iger Bruch)
- G) Bruch des Wärmeteils der Rohre im Primärkreis 492 mm Durchmesser (200%-iger Bruch)
- H) Auswurf der Regulierungseinheit
- I) Öffnung des Deckels des Dampfentwicklungskollektors
- J) Bruch des Rohrs 13 mm Durchmesser innerhalb des Containment
- K) Sickerung im intermediären Kreis des Kühlsystems für den Störfall

Die 1993 bei der Durchführung des AGNES-Projekts durchgeführten Systemanalysen haben gezeigt, dass die manchmal zu zehn Systemen gehörenden Rohre in ihrer Mehrzahl vollkommen ungefährlich sind, vor allem wegen der mehrfachen Ausschließmöglichkeiten und ihres geringen Durchmessers. Wegen der mehrfachen Ausschließmöglichkeiten ist die Wahrscheinlichkeit einer erfolgreichen Lokalisierung im Falle eines eventuellen Bruches hoch. Wenn trotz allem der Ausschluss doch nicht erfolgreich wäre, steht dennoch sehr viel Zeit für einen Eingriff zur Verfügung – wegen der geringen Durchmesser. In solchen Fällen zeigen sich auch noch keine

Schutzsignale, und es kann vermieden werden, dass das Kühlsystem der Zone im Störfall (ZÜHR) dank der Ersatzwasserpumpen in Betrieb tritt.

Bei einigen Systemen war eine detailliertere Untersuchung zur Beurteilung der Gefahren eines Bruches außerhalb des hermetisch abgeschlossenen Bereiches notwendig. Diese Systeme sind die folgenden:

- der intermediäre Kreis der Pumpe des Hauptkreises (FKSZ)
- der intermediäre Kreis der Regulierungs- und Sicherheitsstäbe in der aktiven Zone (SZBV)
- das System der organisierten Sickerungen,
- das Ersatzwassersystem.

Nach der detaillierten Wahrscheinlichkeitssicherheitsanalyse kann festgestellt werden, dass zu einer Häufigkeit der Beschädigung der Zone jene Fälle nur wenig beitragen, die infolge der Beschädigung der obigen Systeme mit einem Wasserverlust außerhalb des hermetisch abgeriegelten Bereiches einhergehen. Hinzugefügt werden muss, dass auch hier die Prozesse nicht allzu rasch ablaufen, weil die an den entsprechenden Stellen planmäßig eingebauten Rohrverengung (Ausflusshemmer) die Intensität des Ausflusses entscheidend hemmen.

Unter den Störfällen, die den hermetisch abgeriegelten Bereich umgehen, gibt es im wesentlichen einen einzigen angenommenen Fall, den man entsprechend beachten muss, und hier handelt es sich um den Fall des Bruchs an der Grenzfläche zwischen Primär- und Sekundärkreis des Dampfentwicklers (PRISE). Auch hier ist das Öffnen des Kollektors des Dampfentwicklers im Primärkreis ganz besonders hervorzuheben. Bei der Darstellung der dosimetrischen Folgen wurde dies als Fall I Störfall bewertet. Dieser Fall ist deshalb gefährlich, weil die weiter oben erwähnten Systeme als ungefährlich qualifizierbar waren: der mögliche Ausflussdurchmesser ist relativ groß und es gibt keine mehrfachen Ausschlussmöglichkeiten. Die Gefährlichkeit dieser Fälle wurde in den vergangenen Jahren mit den erfolgreichen technologischen Umbauten gemindert.

Im Zuge der Systemanalysen wurden über den oben erwähnten PRISE-Fall hinaus auch noch zwei Möglichkeiten von Rohrbrüchen gefunden, die Kühlmittel für den Primärkreis enthalten und vor dem Durchdringen der Wand des Containments über keine verdoppelten Abschlussmechanismen verfügen. Deshalb wurden die Störfälle J und K untersucht. Im Rahmen des Störfalles J wurde der Bruch eines Impulsrohres mit dem Durchmesser 13 Millimeter (im Abschlussicherheitsbericht VBJ aufgrund eines Redaktionsfehlers mit 57 Millimeter angeführt), im Störfall K eine Sickerung der Pumpe des Hauptkreises FKSZ in den intermediären Kreis angenommen. In beiden Fällen handelt es sich um Leitungen mit kleinen Durchmessern, deshalb kam es zu keiner eigenen thermohydraulischen Berechnung, weil die anderen Störfälle mit den Brüchen von Rohren mit größeren Durchmessern aus der Sicht von Schäden in der Zone diese Fälle abdecken. Aus der Hinsicht eines Austretens von Aktivität wurden diese beiden erwähnten Fälle ausgesucht, weil wegen des Fehlens der doppelten Ausschließmöglichkeit unter Anwendung des Prinzips der einmaligen Beschädigung ein längerfristiger Ausfluss im Bereich des Möglichen liegt.

Die untersuchten Fälle lassen auf jeden Fall jene Fälle überprüfen, in denen der Initialfall bei einem System eintritt, der zwar Medien aus dem Primärkreis enthält, aber im Falle eines Bruches von diesem abgetrennt wird.

Es ist anzumerken, dass es in keinem einzigen Fall vorkommt, dass ein Austreten direkt in die Umwelt erfolgt. Im Falle eines Bruches des Impulsrohres kann das Austreten in den Steuerungsraum neben dem hermetisch abgeschlossenen Bereich erfolgen, im Falle der Beschädigung des intermediären Kreises der Pumpe des Hauptkreises FKSZ hingegen in die Räume im Anschluss an die Reaktorhalle des intermediären Rohrsystems bzw. mit beträchtlichem Rückhalt über die vom geschlossenen speziellen Kanalsystem betroffenen Räume.

Für die zahlenmäßige Darstellung der Dosisverhältnisse wurden konservative Annahmen angewandt, die weit über die Rahmen eines Planstörfalles hinausweisen. Im Fall J wurde mit einem zwölf Stunden dauernden Austritt an ständiger maximal zugelassener Aktivitätskonzentration von 10 kg/s, im Fall K mit einem von 18 kg/s gerechnet. Es ist offensichtlich, dass die Emission mit einem Eingriff des Operators in einer wesentlich kürzeren Zeit beendet werden kann, doch die zwölf Stunden reichen dafür aus, dass der Austritt ohne Ausschlüsse infolge des vollständigen Abkühlens des Reaktors und des Druckausgleichs aufhört.

Man muss bemerken, dass ein permanenter Austritt von 10 kg/sec mehr als das Doppelte des Volumens des kompletten Primärkreises, einer von 18 kg/sec fast das Vierfache dessen zur Folge hat. Der Bestand des Primärkreises kann aber nur einmal austreten, damit ist in der Emission von Aktivität auch hier eine zwei- bis vierfach höhere Annahme geschehen.

Die Werte bezüglich eines Austrittes der vier wichtigsten (aus technologischen Systemen stammenden) Isotopen, die mit einem Störfall in Verbindung stehen, werden bezüglich der gesamten schätzbaren Dauer in Tabelle 5.51. angeführt. In den Fällen J und K erfolgt die Emission außerhalb des Containment, aber in die technologischen Räume, die Aktivitäten wurden in den entsprechenden Räumen angeführt.

Tabelle 5.51. Ausgestoßene radioaktive Stoffe im Laufe der untersuchten Störfälle

Vorfall	Emission [Bq]			
	¹³⁵ Xe	⁸⁵ Kr	¹³¹ I	¹³⁷ Cs
A.	$1,0 \cdot 10^7$	$7,3 \cdot 10^6$	$8,7 \cdot 10^4$	$2,2 \cdot 10^1$
B.	$1,7 \cdot 10^8$	$1,2 \cdot 10^7$	$1,4 \cdot 10^5$	$3,7 \cdot 10^1$
C.	$2,8 \cdot 10^8$	$2,0 \cdot 10^7$	$2,4 \cdot 10^5$	$6,1 \cdot 10^1$
D.	$1,5 \cdot 10^9$	$4,9 \cdot 10^6$	$1,3 \cdot 10^6$	$3,2 \cdot 10^2$
E.	$1,3 \cdot 10^{13}$	$6,0 \cdot 10^{11}$	$1,1 \cdot 10^{11}$	$3,5 \cdot 10^9$
F.	$1,9 \cdot 10^{13}$	$7,2 \cdot 10^{11}$	$1,7 \cdot 10^{11}$	$5,3 \cdot 10^9$
G.	$1,1 \cdot 10^{13}$	$5,4 \cdot 10^{11}$	$9,9 \cdot 10^{10}$	$10\ 3,1 \cdot 10^9$
H.	$3,2 \cdot 10^{13}$	$2,3 \cdot 10^7$	$2,7 \cdot 10^5$	$6,9 \cdot 10^1$
I.	$6,2 \cdot 10^{13}$	$2,5 \cdot 10^{12}$	$1,8 \cdot 10^{12}$	$1,4 \cdot 10^{11}$
J.*	$5,2 \cdot 10^{17}$	$5,7 \cdot 10^{13}$	$3,0 \cdot 10^{16}$	$8,1 \cdot 10^{15}$
K.*	$6,6 \cdot 10^{17}$	$7,3 \cdot 10^{13}$	$3,8 \cdot 10^{16}$	$1,0 \cdot 10^{16}$

*Emissionen innerhalb des Gebäudes

Bei den (in ihrer Mehrheit für die Reaktorhalle ausgeführten) Dosisberechnungen innerhalb des Gebäudes wurde als Extremfall auch die Funktionsunfähigkeit der Belüftungseinrichtungen angenommen, die Ergebnisse dass mit den geschätzten Dosen im Falle des Normalbetriebes der Belüftung verglichen.

Die wichtigsten Ergebnisse wurden in Tabelle 5.52. zusammengefasst.

Tabelle 5.52. Berechnete Dosen für verschiedene Störfälle

Vorfall	Berechnete Dosis [Sv]			
	Innerhalb von Gebäuden		In der Umwelt*	
	Ganzer Körper	Schilddrüse	Ganzer Körper	Schilddrüse
A.	$6,8 \cdot 10^{-7}$	$1,0 \cdot 10^{-6}$	$7,5 \cdot 10^{-11}$	$8,5 \cdot 10^{-12}$
B.	$1,1 \cdot 10^{-6}$	$1,7 \cdot 10^{-5}$	$1,2 \cdot 10^{-10}$	$1,4 \cdot 10^{-11}$
C.	$1,9 \cdot 10^{-6}$	$2,8 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-10}$	$2,3 \cdot 10^{-11}$
D.	$9,8 \cdot 10^{-6}$	$1,5 \cdot 10^{-4}$	$1,1 \cdot 10^{-9}$	$1,2 \cdot 10^{-10}$
E.	$4,5 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-1}$	$2,2 \cdot 10^{-6}$	$1,1 \cdot 10^{-7}$
F.	$6,6 \cdot 10^{-1}$	$2,2 \cdot 10^1$	$3,3 \cdot 10^{-4}$	$1,6 \cdot 10^{-5}$
G.	$4,0 \cdot 10^{-1}$	$1,4 \cdot 10^1$	$1,9 \cdot 10^{-4}$	$9,6 \cdot 10^{-6}$
H.	$6,2 \cdot 10^{-7}$	$3,2 \cdot 10^{-5}$	$2,3 \cdot 10^{-10}$	$2,6 \cdot 10^{-11}$
I.	-	-	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$3,0 \cdot 10^{-4}$

*an der Grenze der Sicherheitszone des Kraftwerkes

Die Dosen innerhalb des Gebäudes (der Reaktorhalle) übersteigen in den Fällen von Brüchen von Rohren mit großen Durchmessern (bei 168 Stunden) den Referenzwert um eine Größenordnung, deshalb muss im gegebenen Fall auch dafür gesorgt werden, dass die sich in der Reaktorhalle befindlichen die gefährdete Zone so rasch als möglich verlassen.

Nach den Berechnungen, die den internationalen Empfehlungen (IAEA 50-SG-S3 Sicherheitswegweiser) in allen Punkten entsprechen, erhält infolge der Störfälle selbst die gefährdetste Bevölkerungsgruppe der Umgebung eine höhere als zugelassene Dosis.

5.5.3. Bisherige Vorfälle im AKW Paks, die mit einer Betriebsstörung einhergingen

Im Laufe des Betriebs des AKW Paks ist zu drei Vorfällen gekommen, die mit einer höheren Emission an radioaktiven Stoffen als erlaubt einhergingen, und man deren Auftreten in der Umwelt auch sehr gut registrieren konnte. Weiter unten werden im folgenden für die drei Fälle die Tätigkeit der Betriebsumweltkontrolle und die wichtigsten Messdaten zusammengefasst.

Emission in den Kondorsee 1983

Anfang 1983 gerieten die zugelassenen Emissionen aus dem AKW Paks auf falschen Wegen in die Fischteiche neben dem Kraftwerk. Infolgedessen stieg im Wasser die ^3H -Aktivitätskonzentration auf 250 Bq/dm^3 an, stellte sich nach dem Tausch des Wassers auf einem den Hintergrundbelastungen entsprechenden Wert von 8 Bq/dm^3 ein. Der Schlamm enthielt in Trockenmasse $15 \text{ Bq/kg } ^{54}\text{Mn}$ und in einer Höhe von $8 \text{ Bq/kg } ^{110\text{m}}\text{Ag}$. Die Konzentration keines einzigen Spalt- bzw. Aktivationsprodukts erreichte $0,2 \text{ Bq/dm}^3$, im Fisch keine 2 Bq/kg . Bezüglich des Fischfangs und -konsums mussten keinerlei behördliche Beschränkungen erlassen werden.

Durchlässigkeitsuntersuchung der Wärmeabgaberohre des zweiten Dampferwicklers in Block 2 1997

Ende August 1997 wurden im Block 2 des AKW, der gerade generalsaniert wurde, im zweiten Dampferwickler mittels Durchblasens die Durchlässigkeit der Wärmeabgaberohre geprüft. Im Verlauf dessen geriet beim Warmwasserast des Dampferwicklers Staub, das radioaktive Isotopen – in erster Linie ^{60}C und ^{54}Mn – enthielt, in den Bereich um den Dampferwickler, und von dort wegen des abgebauten Deckels in die Atmosphäre der Reaktorhalle. Aus der Reaktorhalle geriet die Luft – ohne Filterung – über das Belüftungssystem mit einem nominellen Luftumsatz von 635.000 m^3 über die Entlüftungsschornsteine von Block 1 und 2 in die Umwelt. Gemäß den Emissionsmessungen gerieten in der Zeit zwischen dem 26. August und dem 9. September $1,6 \text{ GBq } ^{58}\text{Co}$, $107 \text{ MBq } ^{60}\text{Co}$, $19 \text{ MBq } ^{54}\text{Mn}$ und $10 \text{ MBq } ^{110\text{m}}\text{Ag}$ – mit einigen anderen wesentlich geringeren Radionukliden – in die Atmosphäre. Den Vorschriften der Verordnung 1/1980 vom 6. II. des Landesbüros für Natur- und Umweltschutz OKTH folgend, erreichte dies nicht einmal 1,5 Prozent der Obergrenze der auf einen dreißigtägigen Durchschnitt projizierten durch Gesamtbetimmungen festgelegte Emissionen.

In den wöchentlichen Aerosolmessungen der fernbedienten Messstationen konnte man ab der 35. Woche bis Ende des Jahres das ^{58}Co gut messen. Die höchste Aktivitätskonzentration gab es in der 35. Woche an der in Windrichtung befindlichen Station A4 ($0,8 \text{ mBq/m}^3$). In der gleichen Wochen gestaltete sich die Aktivitätskonzentration von ^{54}Mn und ^{60}Co um $0,02 \text{ mBq/m}^3$. Die Ausbreitungsberechnungen aufgrund der Emissions- und meteorologischen Daten ergaben den höchsten Dosiswert für die Umgebung der Station A4, in anderen Richtungen und Entfernungen waren diese Daten mindestens um eine Größenordnung geringer. Die aus der Aufnahme von ^{58}Co und ^{60}Co über Inhalation und über die Ernährungskette gebundene effektive Dosis von diesen beiden Radionukliden war mit 1,3 bzw. 1,2 nSv gegeben, was ein sehr geringer Wert ist.

Schwerer Störfall vom 10. und 11. April 2003 in Block 2

Fachleute der französisch-deutschen Firma FRAMATOM ANP führen in der Mine 1 von Block 2 am 10. April 2003 eine Säuberung der Ablagerung der Magnetitschichten auf dreißig, gerade ausgelegten Kassetten der ausgebrannten Brennstäbe durch, die die Firma selbst produziert und in spezielle Säuberbehälter untergebracht hatte. Nach Abschluss der Säuberungsarbeiten wurden wegen unzureichender Kühlung alle dreißig Kassetten beschädigt, und über das Wasser der Mine gelangte eine große Menge an radioaktivem Material in die Reaktorhalle – in erster Linie radioaktive Edelgase, elementare, organische und Jodisotopen in Aerosolform, aber auch anderes Spaltmaterial – und von da über die Belüftungssysteme in die Atmosphäre. Die tägliche Emission von Edelgasen und Jodisotopen erreichte annähernd bzw. überschritt die behördlichen Grenzen für den gegebenen Zeitraum. Gemäß endgültigen Daten erfolgte in der Zeit zwischen dem 10. April und dem 10. Mai die Emission von rund 470 TBq aktiven Edelgasen (überwiegend ^{133}Xe), Emission von ^{131}I – 310 GBq in Elementar-, 87 GBq in organischer und 6 GBq in Aerosolform – sowie die Emission von 7 GBq anderen Aerosolen mit einer Halbwertszeit von $T_{1/2} > 24\text{h}$. Die der anderen Radionuklide war neben obigem vernachlässigenswert.

Am Morgen des 11. April signalisierte entsprechend der Windrichtung Nord die Messsonde für die Dosisleistung der Station A1 für eine kurze Zeit einen Niveauanstieg von 250 nSv/h , dem noch ein weiterer kleinerer Spitzen-

wert folgte (der ganze Prozess bestand einige Male innerhalb der zehnmütigen Messzyklen). Danach stellte sich die Strahlendosisleistung in der Gegend wieder auf den normalen Wert ein. Im weiteren Verlauf hat weder diese Station noch eine andere einen Niveaustieg signalisiert. (Das Alarmniveau des Landesbeobachtungsnetzes, das auch das Netz der Messstationen im Umkreis des Kraftwerkes umfasst, liegt bei 500 nSv/h).

Die Messergebnisse der Messungen der Dosisleistungen innerhalb der Betriebsstätte sowie bei den Fernmessstationen im Umkreis des Kraftwerkes und mittels Handmessungen des Pakser Umweltlabors KEL an anderen Punkten fielen an den gegebenen Punkten auf das für diese Orte charakteristische natürliche Strahlungsniveau zurück (70 bis 120 nSv/h). Der Beitrag der aus der äußerst geringfügigen Bodenverschmutzung von ^{131}I (maximal 360 Bq/m^2 an den exponiertesten Stellen), die im Zuge der gammaspektrometrischen Messungen vor Ort ermittelt wurde, zur ermittelbaren Dosisleistung betrug $<1 \text{ nSv/h}$ (das ist ein Prozent des natürlichen Niveaus und weit unter den Schwankungen der natürlichen Strahlung).

Am ersten Tag des Störfalles war die Windrichtung zuerst N (Station A1), dann O-SO (Stationen A8, A4), danach fast immer S, SW und W (Stationen A9, A5, A6). Das in die Atmosphäre gelangte radioaktive Material wurde dementsprechend und entsprechend den anderen meteorologischen Gegebenheiten verbreitet und verdünnt, geriet in den Boden bzw. wurde ausgeschwemmt (größere Niederschlagsmengen, die die Ausschwemmung maßgeblich hätten beeinflussen können, gab es in dem gesamten Zeitraum nicht). Das Kraftwerk führte die Untersuchung der Proben unter Beachtung der Emissionen und der Ausbreitung durch. Im Zusammenhang mit den Emissionen untersuchte das Kraftwerk mehr als 250 Probeentnahmen und führte dreißig gammaspektrometrische Messungen vor Ort durch.

In der Oberflächenluftzusammensetzung – der Zusammensetzung der Emissionen entsprechend – war der Anteil elementaren Jods maßgebend. In der exponiertesten Richtung (Station A4, A9, 11. April) betrug die höchste gemessene ^{131}I -Aktivitätskonzentration zwei bis fünf Bq/m^3 . Die Jodaktivitätskonzentration in Aerosolform machte einige Zehntel Bq/m^3 aus. Es gehört betont, dass diese Werte nur ein bis zwei Stunden aufrecht blieben, bis die die radioaktiven Isotopen enthaltende Luftmasse über die betroffenen Gebiete hinwegging. Die Summe (höchster Wert) des Zeitintegrals der Aktivitätskonzentration der unterschiedlichen Jodformen an den Umweltkontrollstationen aufgrund der Ausbreitungsberechnungen geschätzt beträgt 27 Bwh/m^3 , aufgrund der Messungen geschätzt 15 Bqh/m^3 (das sind äußerst geringe Werte, eine gesundheitsschädigende Wirkung kommt gar nicht in Betracht). Einige Radioaerosole (^{99}Mo , ^{132}T , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{140}Ba) waren in einer Aktivitätskonzentration von 5 bis 15 mBq/m^3 am 11. April auf der Station A1 nachweisbar.

Das fall-out von ^{131}I wurde auch mit mehreren Methoden (Messungen aus Bodenproben, in situ gammaspektrometrische Messungen) gemessen, den höchsten Wert zeigte die Umgebung der Station A9 (220 bis 360 Bq/m^3). Alle anderen Ergebnisse der Umgebung zeigten geringere Werte.

In den Proben der frischen Vegetation (Herbstgetreide) war die höchste gemessene Aktivitätskonzentration von ^{131}I (Station A4) 140 Bq/kg auf das ursprüngliche Material bezogen. In einigen untersuchten Milchproben und in Wasser- und Fischproben von Fischteichen neben dem Kraftwerk war ^{131}I bei einer Ausweisbarkeitsgrenze von $0,5 \text{ Bq/kg}$ nicht nachweisbar. (Die Beilage 3 der Verordnung 12/1998 des Gesundheitsministeriums setzt die maximal zugelassene Aktivitätskonzentration in der Milch mit 500, bei Lebensmitteln mit 2000 Bq/kg fest).

5.5.4. Nichtnukleare Betriebsstörungen

Im Atomkraftwerk kann es wegen Fehler der technologischen Einrichtungen und Technologien, der verwendeten Gefahrenstoffe, dem anfallenden Sondermüll auch zu Stör- und Zwischenfällen kommen, die mit traditionellen, nichtnuklearen Auswirkungen einhergehen. Der Kreis der Störfälle wurde beim Regelsystem für den Umweltschutz des AKW Paks (ISO 14001) erlassen und bei der Einführung neuer Technologien, bei neuen Projekten regelmäßig überprüft. Die Störfälle wurden aufgrund eines Punktesystems bezüglich der Auswirkungen auf die Umwelt und deren Schwere klassifiziert. Der Kreis dieser Störfälle, die mit Umweltauswirkungen einhergehen und deren möglichen geschätzten Folgen, sind in Tabelle 5.53. angeführt. Zur Vermeidung solcher Störfälle, zur Verminderung der Umweltfolgen und zu deren Überwindung verfügt die AKW Paks AG eigene ausgearbeitete Pläne.

Tabelle 5.53. Anzunehmenderweise mit bedeutenderen Umweltauswirkungen einhergehende Störfälle und deren Auswirkungen

Vorfall	Unmittelbare Wirkung	Wirkungszone (geschätzt)
Fehler im Turbinenölsystem, großer Ölfluss (über 12 m ³)	Ölverschmutzung des geschlossenen Warmwasserkanals	Donauverschmutzung mögliche 10 bis 20 km
Fehler im Turbinenölsystem	Ölfeuer, Luftverschmutzung	1 bis 3 km
Fehler der Leitungen bzw. Behälter für Dieselöl, Schmieröl	Ölverschmutzung des Bodens und des Grundwassers	Betriebsbereich
Behälterexplosion im Wasserstoffbetrieb	Luftverschmutzung	1 bis 3 km
Explosion oder Beschädigung der Hochdruckstickstoffbehälter	Luftverschmutzung	1 bis 3 km
Fehler am Transformator	Ölfeuer Ölverschmutzung des Bodens und des Grundwassers	1 bis 3 km Betriebsbereich
Fehler im Ölsystem des Behelfsbetriebs	Ölfeuer	Luftverschmutzung Betriebsbereich
Fehler der Leistungsschalter	Ölfeuer und Bodenverschmutzung	1 bis 3 km
	Ölverschmutzung des Bodens und des Grundwassers	Betriebsbereich
Schaden am Behälter für chemische Abwässer, dessen Leitungenn	Boden bis und Grundwasserverschmutzung	Betriebsbereich
Schaden am Hydrasin- ODA-Behälter (Zuleitung Sekundärkreislauf)	Verschmutzung der Industrieabwässer	Donauverschmutzung möglich 5 bis 10 km
Schaden am kommunalen Abwässersystem	Boden bis und Grundwasserverschmutzung	Betriebsbereich
Nicht entsprechender Betrieb des kommunalen Abwässersystems	Wasserverschmutzung	Donauverschmutzung 5 bis 10 km
Kalkschlammbehälterschaden	Boden bis und Grundwasserverschmutzung	Betriebsbereich
Schaden an den Leitungen für Industrieabwässer	Boden bis und Grundwasserverschmutzung	Betriebsbereich
Schaden an den verölten Nutzwasserableitungen	Boden bis und Grundwasserverschmutzung	Betriebsbereich
Schaden an den Leitungen für Diesel im Lager, der Benzinbehälter	Boden bis und Grundwasserverschmutzung	Betriebsbereich
Schaden im Gasflaschenlagerraum	Vom Feuer verursachte Luftverschmutzung	1 bis 3 km
Unfall bei Transport von	Vom Feuer verursachte Luftverschmutzung	1 bis 3 km

Gefahrstoffen im Betriebsbereich	Boden bis und Grundwasserverschmutzung	Betriebsbereich
Feuer in der Deponie für Gefahrenstoffe und Industrieabfall	Luftverschmutzung	1 bis 3 km
Ausfluss von Gefahrenstoffen in der Deponie für Gefahrenstoffe und Industrieabfall	Verschmutzung des Niederschlagwassers	Betriebsbereich
Mehrere Feuer zugleich	Luftverschmutzung	1 bis 5 km
Erdbeben	Boden bis , Grundwasserverschmutzung	Betriebsbereich
	Ölverschmutzung des geschlossenen Warmwasserkanals	Mögliche Verschmutzung der Donau in einem abschnitt 10 bis 20 km

Es ist ersichtlich, dass die Auswirkungen eines Störfalles, der die Wirkungszone der Betriebsstätte überschreitet, im Falle der Verschmutzung der Donau und einer Luftverschmutzung auftreten. Die zu erwartende Wirkungszone einer Verschmutzung ist im Falle der Ölverschmutzung der Donau am größten.