

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 des zu untersuchenden Terrains, d.h. Vorabschätzung der Wirkungszone	2
5.2.1. Die mit den einzelnen Wirkungsfaktorengruppen in Beziehung stehenden Wirkungsräume	2
5.2.1.1. Wirkungsraum, der voraussichtlich von den Auswirkungen der Vorbereitungsarbeiten betroffen sein wird	2
5.2.1.2. Wirkungsraum des AKW mit verlängerter Betriebsdauer	2
5.2.2. Wirkungszone nach Elementen aufgegliedert	2
5.2.3. Wirkungsraum im Falle einer maximalen Betriebsstörung	2
5.2.4. Gliederung des zu untersuchenden Gebietes	2
5.3. Charakterisierung der Radioaktivität der Umgebung	2
5.3.1. Emission radioaktiver Materialien aus dem AKW Paks	2
5.3.2. Ergebnisse der radiologischen Umweltkontrolle des AKW	2
5.3.2.1. Aktivitätskonzentration in der bodennahen Luft	2
5.3.2.2. In Boden- und Grasproben gemessene Aktivitätskonzentration	2
5.3.2.3. Aktivitätskonzentration in der Donau entnommenen Proben	2
5.3.2.4. Aktivitätskonzentration in Wasser-, Schlamm- und Fischproben aus Fischteichen	2
5.3.2.5. Aktivitätskonzentration im Grundwasser	2
5.3.2.6. Aktivitätskonzentration in Milchproben	2
5.3.2.7. Durchschnittliche Dosisleistung der Gamma-Strahlung in der Umgebung	2
5.3.3. Einfluss des AKW auf die Strahlenmehrbelastung der Bevölkerung	2
5.3.4. Zusammenfassung der Ergebnisse bezüglich Strahlungskontrolle und Programm zur Charakterisierung der radioaktiven Emissionen in der Umgebung	2
5.3.4.1. Untersuchung der Strahlungsbelastung der belebten Welt in der Umgebung des AKW	2
5.3.4.2. Untersuchung des Tritiumgehalts der Gewässer	2
5.3.5. Auswirkungen der Leistungssteigerung auf die radioaktiven Emissionen des Kraftwerks	2
5.3.6. Störfall in Block 2 und die Folgen	2
(...)	
5.5. Zu erwartende Folgen einer Betriebsstörung	2
5.5.1. Erfordernisse im Zusammenhang mit der Bewertung von Betriebsstörungen	2
5.5.2. Im AKW Paks durchgeführte Betriebsstörungsbewertungen	2
5.5.2.1. Akzeptanzkriterien	2
5.5.2.2. Risikobewertung von Vorfällen die mit einer Beschädigung der Zone einhergehen	2
5.5.2.3. Zusammenfassung der Ergebnisse bezüglich von Störfällen	2
5.5.2.4. Umweltemissionen und Dosen an der Grenze der Sicherheitszone	2
5.5.3. Bisherige Vorfälle im AKW Paks, die mit einer Betriebsstörung einhergingen	2
5.5.4. Nichtnukleare Betriebsstörungen	2

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 Grundausswirkungen 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 den 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 Maßstärfälle – 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,
- **Zustandskontrolle und Beständigkeitsuntersuchung der Wasser- und -betriebsgebäude**

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

Erntett 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-	→ Mikroklimatikus változás	→ Egyes használatok esetenkénti zavarása
	4. Erőmű léte, urbánhatása	→ hőmérsékletének vált.		→ Egészségügyi kockázatok növekedése
	5. Haváriás légszennyezés	→ Radioaktivitás háttérterhelést meghaladó növekedése a környezetben		
Felszíni 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 kiülepedése a felszíni vizekre	→ Biztonsági problémák
Föld	12. Az atomerőmű, mint építmény léte	→ Folyamatos, növekvő rétegterhelés	→ Esetleges elmozdulások	→ Biztonsági problémák
	13. Hagyományos hulladékok keletkezése a működésnél	→ Talajszennyezés		→ Használatok korlátozása
	14. Radioaktív hulladékok keletkezése a működésnél	→ Talajszennyezés		→ Kockázat növekedés
	15. Haváriás talajszennyezés	→ Háttérterhelést meghaladó szennyezés növekedés		→ Használatok korlátozása
Elővilág-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		→ Fenntartási igény növekedés
Táj	18. A létesítmény léte	→ Tájhasználat korlátozás		→ Szerves fejlődés lehetősége
		→ Tájképi zavarás		→ Használatok lehetőségének javulása
				→ Kellemetlenség
				→ Életkörülmények változása

Abbildung 5.1. Umweltwirkungsprozesse des Betriebes des AKW

Betroffenes Umweltelement/system		Wirkungsfaktor	Unmittelbare Auswirkung	Mittelbare Auswirkung	Mensch als letzter Wirkungsträger	
Luft	1.	Radioaktive Emissionen im Betriebsverlauf	Veränderung der Hintergrundbelastung	Veränderung des Mikroklimas	Risikosteigerung	
	2.	Emission traditioneller Luftverschmutzungspartikel im Verlauf des Betriebs	Veränderung der Luftqualität in der engeren Umgebung und entlang der Zufahrtswege		Veränderung des Mikroklimas	Gesundheitliche Auswirkungen
	3.	Wärmeabgabe in die Atmosphäre	Veränderung der Lufttemperatur der unmittelbaren Umgebung			
	4.	Bestehen des Kraftwerkes, Urbanwirkung				
	5.	Luftverschmutzung bei Havarie	Ansteigen über die Hintergrundbelastung im Fall einer Havarie		Steigerung der Gesundheitsrisiken	
Oberflächen und unterirdische Gewässer	6.	Wasserabgabe (Kühl- und Nutzwasserbedarf)	Mengenverminderung in den Grund- und Oberflächengewässern	Verschmutzung der Grundgewässer	Beschränkung der Nutzung	
	7.	Bestand der eingebauten und abgedeckten Abdeckungen	Veränderung der Abflussrichtungen		Steigerung der Risiken	
	8.	Radioaktive Emissionen im Verlauf des Betriebs	Qualitätsveränderung der Oberflächengewässer			Beschränkung der Nutzung
	9.	Emission traditioneller Schadstoffe – Schmutzwasser	Qualitätsveränderung der Oberflächengewässer	Temporäre Störung einzelner Nutzungen abschnittsweise Störung einzelner Nutzungen		
	10.	Abgabe von warmen Kühlwasser	Veränderung der Wassertemperatur des Zielgewässers			
	11.	Wasserverschmutzung bei einer Havarie	Steigerung der Verschmutzung über den Grenzwert des Zielgewässers oder in den unterirdischen Gewässern		Sedimentierung der radioaktiven Stoffe auf den Oberflächengewässern	
Boden	12.	Bestand des AKW als Gebäude	Laufender Anstieg der Schichtbelastung	Eventuelle Verschiebungen	Sicherheitsprobleme	
	13.	Anfall traditionellen Mülls bei Betrieb	Bodenverseuchung		Beschränkung der Nutzung Steigerung der Risiken Beschränkung der Nutzung	
	14.	Anfall radioaktiven Mülls bei Betrieb	Bodenverseuchung			
	15.	Bodenverseuchung bei einer Havarie	Anstieg über die Hintergrundbelastung hinaus			
Fauna-Ökosysteme		Keine unmittelbare Wirkung		Veränderung der Lebensumstände der Migration, Degradation	Reduktion der Biodiversität	
Kunstabauten, Siedlungsumwelt	16.	Keine unmittelbare Wirkung		Substanzverschlechterung	Anstieg des Erhaltungsanspruches	
	17.	Bestandskontrolle und Zustandsuntersuchung der Einrichtung Betrieb der Einrichtung	Bestand und Entwicklung, Maßnahmen gegen Verschleiß Lärm und Erschütterung	Substanzverschlechterung Verstärkung der Urbanisierungsfolgen	Möglichkeit eines organischen Wachstums Verbesserung der Nutzungsmöglichkeiten Unannehmlichkeiten	
Landschaft	18.	Bestand der Einrichtung	Einschränkung der Landschaftsnutzung Störung des Landschaftsbildes		Veränderung der Lebensumstände	

5.2. Bestimmung des zu untersuchenden Terrains, d.h. Vorabschätzung 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, Müllverwertungsbereiche) 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 geratenes 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.

Unmittelbare 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.

Davon unabhängig wurde jenes Gebiet festgelegt, über dessen Grenzen gemäß den Erfahrungen und den Messergebnissen die Belastung mit Sicherheit innerhalb der Schwankungen der Hintergrundbelastungen bleibt, praktisch also gar nicht mehr ausweisbar ist. Im Falle der Luft ist dies ein der Windrose entsprechendes Gebiet (in der weitesten Entfernung fünfundzwanzig Kilometer). Im Falle der Donau ist dieses mit dem Abschnitt bis zur Mündung der Sió identifizierbar.

Mittelbare 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 Atomkraftwerkes. 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 errichtet, 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 Bataapáti, 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 Wirkungszone der Dieselgeneratoren wurden mit einer Ausbreitungsberechnung definiert – dabei wurde festgestellt, dass deren Wirkungszone 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 Wirkungen der Wärmebelastungen bleiben schätzungsmäßig auch bezüglich der Wasserfauna innerhalb dieser Grenzen, aufgrund der Untersuchungen vor Ort sind Veränderungen bei den makroskopischen Wirbellosen im Wasser als auch in der Fischfauna nur einige Kilometer unterhalb des Kraftwerkes nachweisbar.

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 errichten.

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 wegen 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 vernachlässigswerte 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 Wirkungszone für den Fall einer Betriebszeitverlängerung praktisch eins zu eins überein. Die weiter unten beschriebene Gliederung wurde auch auf einer Karte (Abbildung 5.2.1.) festgehalten. In Kapitel 7 wird auch auf eine Begrenzung nach einzelnen Elementen vorgegangen.

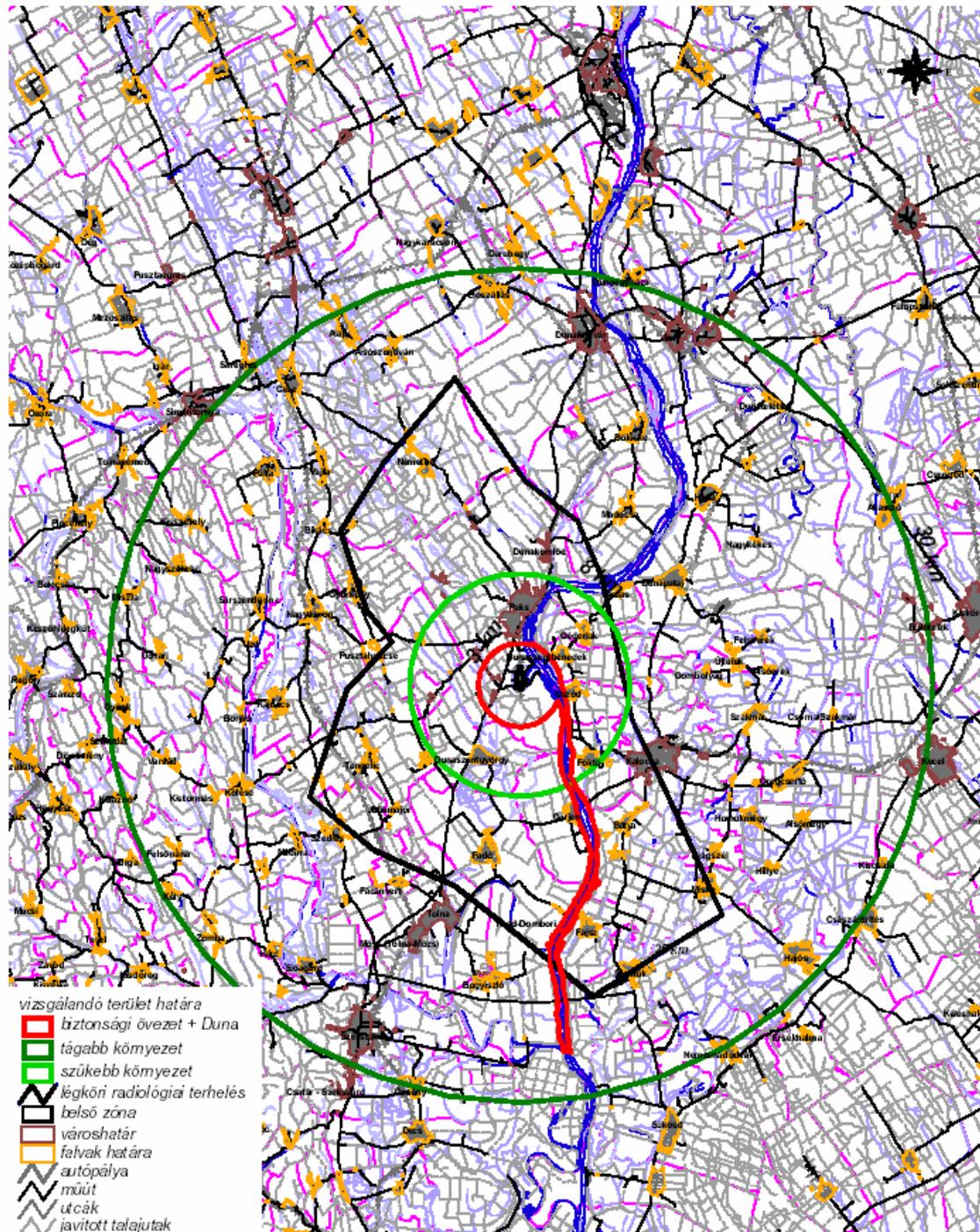
5.2.4. Gliederung des zu untersuchenden Gebietes

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 verursachen, 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. Die Gliederung wird auf Abbildung 5.2.1. dargestellt.

Abbildung 5.2.1.: Begrenzung und Gliederung des Untersuchungsgebietes



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 geringeren Detaillierungsgrad 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.

Regelung radioaktiver Emissionen

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 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, und 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 mit sich gebracht).

Die Verordnung des Umweltministeriums KöM 15/2001 (16.VI.) über die Kontrolle der im Zuge der Nutzung der Atomenergie erfolgenden radioaktiven Emissionen in die Atmosphäre und in das Wasser schreibt vor, dass für ein AKW für den Normalbetrieb Jahresemissionsniveaus festgelegt werden müssen, und der Betreiber eines solchen diese bei der Fachbehörde zum Zwecke einer Stellungnahme der Umweltbehörde abgeben muss. Auf der Grundlage der Zulassungsdokumentation, die zum Zweck der Festlegung der Emissionsniveaus angefertigt wurde [44], genehmigte die OAH NBI in ihrem Beschluss RE-3603 vom 29. Jänner 2004 die vom Kraftwerk vorgesehenen Emissionsniveaus.

Das von der Verordnung des Umweltministeriums KöM 15/2001 vom 6.VI. vorgeschriebene neue Emissionsgrenzwertsystem trat ab 2004 in Kraft, welches sowohl die atmosphärischen als auch die flüssigen Emissionen in Relation setzt zu den – aus der für ein AKW festgelegten Dosisbeschränkung (90 μSv) – abgeleiteten isotopenspezifischen Grenzwerten. Seit 16. Februar 2004 sind die durch Beschluss von der OAH NBI RE-3603 genehmigten und verordneten Emissionsgrenzen in Kraft, die in den Beilagen 5.5.1.1.-5.5.1.4. der "Technischen Betriebsregelung" (MÜSZ) vom Betreiber eingereicht worden sind und zu denen die ADUKÖFE ("Oberaufsicht für Umwelt-, Natur- und Wasserschutz im unteren Donautal") im Dezember 2003 ihre fachgutachtliche Genehmigung erteilt hat.

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 Ergebnisse 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.

Geplante Jahresemissionswerte

Zur Festlegung der geplanten Jahresemissionswerte laut Verordnung 15/2001 (16.VI.) des Umweltministeriums wurden die einzelnen Emissionsgrenzwerte der einzelnen Isotopen laut der von OKK-OSSKI ("Landesdienst für Gesundheitswesen" – "Landesamt für Umwelt- und Naturschutz") 2003 angefertigten Dokumentation "Festlegung der Grenzwerte der Emissionen des AKW Paks" berücksichtigt. Im Zuge der Berechnungen wurde der von der Behörde festgesetzte Sicherheitsfaktor $\Gamma = 1$ angewandt.

Das ÁNTSZ OTH ("Amtsärztlicher Landesdienst") setzte in seinem Beschluss 40-6/1998 die für die Bevölkerung kritische Dosisbeschränkung mit $90 \mu\text{Sv}$ fest. Als hypothetische kritische Gruppe bezüglich der atmosphärischen und flüssigen Emissionen wurde dabei die Bevölkerung in der Nähe der "Bushaltestelle" in der Pussta von Csámpa genommen, darin wiederum die Gruppe von Kleinkindern (1-5 Jahre).

Geplante flüssige Jahresemission

Die geplante Emission flüssiger radioaktiver Isotopen gelangt unter folgenden Voraussetzung zur Bestimmung:

- unorganisierte Sickerung des Primärkreises 200 l/h,
- Fehler im Brennelement: 1 % Gasmasse, 0,1% beträchtlich beschädigt,
- alle vier Blöcke operieren im ganzen Jahr unter diesen Voraussetzungen,
- die geplante Betriebszeit von 7.000 h/Jahr wurde um 15 Prozent angehoben,
- die charakteristischen Werte der Aktivitätskonzentration im Primärkreis und für die Wasserkläranlage Nummer 3 (Wirkungsgrad der Filter, Verteilungsfaktor des Evaporators) wurden aus dem "Sicherheitsreport" (VBJ) entnommen,
- die im VBJ-Sicherheitsreport nicht auftretenden, aber in den Kontrollbehältern gemessenen Isotopen wurden berücksichtigt, ihre Größe mit einer Größenordnung höher als je gemessen angesetzt,
- flüssige Emissionen von Uran und Transuranelementen wurden mit einer Ausweisbarkeitsgrenze von $0,011 \text{ Bq/l}$ in Betracht gezogen, Abwässer mit jährlich 38.000 m^3 ,
- nach konservativen Schätzungen entweichen bei flüssigen Emissionen die Isotopen nach zehn Tagen aus dem System, deshalb wurden die Isotopen mit einer um einen Tag geringeren Halbwertszeit entfernt und herausgenommen.

Die Werte der so berechneten geplanten Emission von Flüssigkeiten gibt Tabelle 5.3.1. an.

Tabelle 5.3.1.: Geplante flüssige jährliche Emission aus dem AKW Paks

Radioaktives Isotop	Halbwertszeit	Geplante Emission Bq/Jahr
⁸⁴ Br	0,530 Stunden	8,74 x 10 ⁷
⁸⁸ Rb	0,297 Stunden	2,37 x 10 ⁶
⁸⁹ Rb	0,253 Stunden	5,13 x 10 ⁵
⁸⁹ Sr	50,5 Tage	8,54 x 10 ⁹
⁹⁰ Sr	29,1 Jahre	2,75 x 10 ⁹
⁹¹ Sr	9,50 Stunden	4,37 x 10 ⁷
⁹² Sr	2,71 Stunden	2,70 x 10 ⁷
⁹⁵ Zr	64,0 Tage	3,88 x 10 ¹¹
⁹⁵ Nb	35,1 Tage	4,12 x 10 ¹¹
⁹⁷ Zr	16,9 Stunden	1,05 x 10 ¹²
⁹⁷ Nb	1,20 Stunden	8,91 x 10 ¹¹
⁹⁹ Mo	2,75 Tage	8,11 x 10 ¹⁰
¹³¹ I	8,04 Tage	9,25 x 10 ¹¹
¹³² I	2,30 Stunden	6,23 x 10 ⁹
¹³³ I	20,8 Stunden	1,59 x 10 ¹²
¹³⁴ I	0,876 Stunden	4,62 x 10 ⁷
¹³⁵ I	6,61 Stunden	2,18 x 10 ¹¹
¹³⁷ Cs	30,0 Jahre	5,18 x 10 ¹⁰
¹³⁸ Cs	0,536 Stunden	1,65 x 10 ⁷
¹³⁹ Ba	1,38 Stunden	7,53 x 10 ⁷
¹⁴⁰ Ba	12,7 Tage	9,98 x 10 ⁸
¹⁴⁰ La	1,68 Tage	3,74 x 10 ¹⁰
⁵¹ Cr	27,7 Tage	1,47 x 10 ¹²
⁵⁵ Fe	2,70 Jahre	1,12 x 10 ¹²
⁵⁹ Fe	44,5 Tage	1,60 x 10 ¹¹
⁵⁴ Mn	312 Tage	1,31 x 10 ¹¹

56Mn	2,58 Stunden	1,77 x 10 ¹¹
⁵⁸ Co	70,8 Tage	3,27 x 10 ¹¹
60Co	5,27 Jahre	2,67 x 10 ¹¹
¹³⁴ Cs	2,06 Jahre	4,16 x 10 ⁹
24Na	15,0 Stunden	8,27 x 10 ⁸
103Ru	39,3 Tage	3,57 x 10 ⁶
³ H	12,3 Jahre	3,47 x 10 ¹³
7Be	53,3 Tage	6,01 x 10 ⁸
¹⁴ C	5730 Jahre	9,04 x 10 ⁸
59Ni	75 000 Jahre	4,67 x 10 ⁷
86Rb	18,7 Tage	5,57 x 10 ⁸
110mAg	250 Tage	2,47 x 10 ⁹
124Sb	60,2 Tage	1,60 x 10 ⁹
132Te	3,26 Tage	1,55 x 10 ⁷
65Zn	244 Tage	2,1 x 10 ⁶

Geplante jährliche atmosphärische Emissionen

Geplante Jahreswerte der atmosphärischen Emissionen über die Schornsteine der I. und II. Ausbauphase

Die geplante Emission atmosphärischer radioaktiver Isotope gelangt unter folgenden Voraussetzung zur Bestimmung:

- ausgegangen wurde von den im VBJ-Sicherheitsreport geplanten Jahresemissionswerten über die Schornsteine der I. und II. Ausbauphase,
- bei den im Plan nicht vorkommenden Isotopen wurde der höchste je gemessene Wert angenommen, in die Datenreihe bei Normalbetrieb eingefügt,
- bei der Berechnung wurden die chemischen Formen von ³H, ¹⁴C und der Jodisotopen berücksichtigt, bei Jod 65 Prozent Aerosol, bei Elementarjod 35 Prozent organisch, bei Tritium 90 Prozent HTO- und zehn Prozent HT-förmig, bei Radiokarbonen 95 Prozent C_nH_m- und fünf Prozent CO₂-förmig,
- bei den Schornsteinen der I. und II. Ausbauphase wurde die Emissionen von Uran und Transuranelementen nicht berücksichtigt, weil eine Emission von diesen auch im Falle von vorgesehenen Betriebsstörungen nicht angenommen wird.

Die so berechneten geplanten Jahresemissionswerte für zwei Blöcke, also einen Schornstein gibt Tabelle 5.3.2. wieder:

Tabelle 5.3.2.: Geplante atmosphärische Jahresemissionen des AKW Paks über einen Schornstein

Radioaktives Isotop	Halbwertszeit	Geplante Emission Bq/Jahr
---------------------	---------------	---------------------------

⁸⁴ Br	0,530 Stunde	$5,96 \times 10^9$
^{85m} Kr	4,48 Stunde	$6,52 \times 10^{13}$
⁸⁵ Kr	10,7 Jahre	$5,99 \times 10^{12}$
⁸⁷ Br	55,6 Sekunden	$9,87 \times 10^8$
⁸⁷ Kr	1,27 Stunde	$1,24 \times 10^{13}$
⁸⁸ Kr	2,84 Stunde	$6,19 \times 10^{13}$
⁸⁸ Rb	0,297 Stunde	$5,80 \times 10^{12}$
⁸⁹ Kr	3,17 Minuten	$7,84 \times 10^{11}$
⁸⁹ Rb	0,253 Stunde	$3,24 \times 10^{10}$
⁸⁹ Sr	50,5 Tage	$6,87 \times 10^7$
⁹⁰ Kr	32,32 Sekunden	$1,63 \times 10^{11}$
⁹⁰ Rb	2,55 Minuten	$2,97 \times 10^9$
⁹⁰ Sr	29,1 Jahre	$7,90 \times 10^5$
⁹¹ Sr	9,50 Stunde	$5,21 \times 10^8$
⁹² Sr	2,71 Stunde	$3,12 \times 10^9$
⁹⁵ Zr	64,0 Tage	$8,40 \times 10^9$
⁹⁵ Nb	35,1 Tage	$4,07 \times 10^8$
⁹⁷ Zr	16,9 Stunde	$2,33 \times 10^9$
⁹⁷ Nb	1,20 Stunde	$3,47 \times 10^{10}$
⁹⁹ Mo	2,75 Tage	$8,50 \times 10^8$
¹⁰³ Ru	39,3 Tage	$6,13 \times 10^7$
¹⁰⁶ Ru	1,01 Jahre	$2,62 \times 10^5$
¹³¹ I	8,04 Tage	$6,49 \times 10^9$
¹³² I	2,30 Stunde	$5,75 \times 10^9$
¹³³ I	20,8 Stunde	$3,13 \times 10^{10}$
¹³³ Xe	5,24 Tage	$6,31 \times 10^{15}$
¹³⁴ I	0,876 Stunde	$6,23 \times 10^9$
¹³⁴ Cs	2,06 Jahre	$4,05 \times 10^8$
¹³⁵ I	6,61 Stunde	$2,02 \times 10^{10}$
¹³⁵ Xe	9,10 Stunde	$5,04 \times 10^{13}$
¹³⁷ Cs	30,0 Jahre	$4,74 \times 10^9$

¹³⁸ Xe	0,237 Stunde	$4,96 \times 10^{12}$
¹³⁸ Cs	0,536 Stunde	$2,85 \times 10^{11}$
¹³⁹ Ba	1,38 Stunde	$4,21 \times 10^9$
¹⁴⁰ Ba	12,7 Tage	$1,74 \times 10^8$
¹⁴⁰ La	1,68 Tage	$1,27 \times 10^9$
¹⁴¹ Ce	32,5 Tage	$7,36 \times 10^7$
¹⁴⁴ Ce	284 Tage	$1,48 \times 10^4$
²⁴ Na	15,0 Stunde	$1,17 \times 10^8$
⁴² K	12,4 Stunde	$1,62 \times 10^8$
⁵¹ Cr	27,7 Tage	$1,83 \times 10^9$
⁵⁴ Mn	312 Tage	$1,28 \times 10^7$
⁵⁶ Mn	2,58 Stunde	$1,35 \times 10^9$
⁵⁵ Fe	2,70 Jahre	$1,93 \times 10^8$
⁵⁹ Fe	44,5 Tage	$2,32 \times 10^7$
⁵⁸ Co	70,8 Tage	$3,91 \times 10^7$
⁶⁰ Co	5,27 Jahre	$7,75 \times 10^7$
³ H	12,3 Jahre	$8,76 \times 10^{11}$
⁴¹ Ar	1,83 Stunde	$3,11 \times 10^{13}$
¹⁴ C	5730 Jahre	$4,23 \times 10^{12}$
^{110m} Ag	250 Tage	$3,47 \times 10^9$
¹²⁴ Sb	60,2 Tage	$4,3 \times 10^6$
⁷⁵ Se	120 Tage	$6,00 \times 10^3$
⁶⁵ Zn	244 Tage	$7,00 \times 10^5$
⁷⁶ As	1,10 Tage	$7,99 \times 10^8$

Geplante Jahresemissionswerte des Entlüftungsrohres des Gesundheitstraktes

Den geplanten Jahresemissionswerten des Entlüftungsrohres des Gesundheitstraktes wurde die Aktivität zugrundegelegt, die aufgrund der ICP-Untersuchungen der Muster aus dem Primärkreis in die Rohre gelangt.

Vor der Emissionen wird im Entlüftungssystem des Gesundheitstraktes die abgesaugte Luft von Filtern der Type DU-200 und DU-350 sowie die aus dem Isotopenlabor auf Niveau D abgesaugte Luft von Jodfiltern der Type AU-1500 filtriert.

Die geplanten Emissionswerte des Gesundheitstraktes bezüglich des Absaugrohres enthält Tabelle 5.3.3.

Tabelle 5.3.3.: Geplante Emissionswerte aus Belüftungsrohr des Gesundheitstraktes

Radioaktives Isotop	Halbwertszeit	Geplante Emission Bq/Jahr
⁸⁴ Br	0,530 Stunden	4,37 x 10 ²
^{85m} Kr	4,48 Stunden	2,18 x 10 ⁵
⁸⁵ Kr	10,7 Jahre	1,01 x 10 ³
⁸⁷ Br*	55,6 Sekunden	—
⁸⁷ Kr	1,27 Stunden	4,18 x 10 ⁴
⁸⁸ Kr	2,84 Stunden	3,47 x 10 ²
⁸⁸ Rb	0,297 Stunden	8,50 x 10 ¹
⁸⁹ Kr*	3,17 Minuten	—
⁸⁹ Rb	0,253 Stunden	5,46 x 10 ⁰
⁸⁹ Sr	50,5 Tage	1,29 x 10 ³
⁹⁰ Kr*	32,32 Sekunden	—
⁹⁰ Rb*	2,55 Minuten	—
⁹⁰ Sr	29,1 Jahre	1,81 x 10 ⁰
⁹¹ Sr	9,50 Stunden	1,09 x 10 ⁴
⁹² Sr	2,71 Stunden	6,33 x 10 ⁴
⁹⁵ Zr	64,0 Tage	1,29 x 10 ²
⁹⁵ Nb	35,1 Tage	1,04 x 10 ¹
⁹⁷ Zr	16,9 Stunden	6,72 x 10 ⁴
⁹⁷ Nb	1,20 Stunden	7,06 x 10 ³
⁹⁹ Mo	2,75 Tage	2,55 x 10 ⁴
¹⁰³ Ru	39,3 Tage	2,00 x 10 ²
¹⁰⁶ Ru	1,01 Jahre	1,40 x 10 ¹
¹³¹ I	8,04 Tage	5,46 x 10 ⁶
¹³² I	2,30 Stunden	1,80 x 10 ⁶
¹³³ I	20,8 Stunden	2,36 x 10 ⁷
¹³³ Xe	5,24 Tage	9,48 x 10 ⁶
¹³⁴ I	0,876 Stunden	3,25 x 10 ⁵
¹³⁵ I	6,61 Stunden	1,22 x 10 ⁷

¹³⁵ Xe	9,10 Stunden	$3,32 \times 10^6$
¹³⁷ Cs	30,0 Jahre	$1,44 \times 10^2$
¹³⁸ Xe	0,237 Stunden	$3,42 \times 10^0$
¹³⁸ Cs	0,536 Stunden	$4,22 \times 10^3$
¹³⁹ Ba	1,38 Stunden	$3,95 \times 10^4$
¹⁴⁰ Ba	12,7 Tage	$5,04 \times 10^3$
¹⁴⁰ La	1,68 Tage	$7,35 \times 10^2$
¹⁴¹ Ce	32,5 Tage	$1,46 \times 10^3$
¹⁴⁴ Ce	284 Tage	$7,78 \times 10^{-1}$
⁵¹ Cr	27,7 Tage	$2,90 \times 10^4$
⁵⁵ Fe	2,70Jahre	$1,31 \times 10^3$
⁵⁹ Fe	44,5 Tage	$4,01 \times 10^2$
⁵⁴ Mn	312 Tage	$1,83 \times 10^3$
⁵⁶ Mn	2,58 Stunden	$1,39 \times 10^4$
⁵⁸ Co	70,8 Tage	$7,50 \times 10^2$
⁶⁰ Co	5,27 Jahre	$3,30 \times 10^3$
⁹⁵ Zr	64,0 Tage	$9,85 \times 10^2$
⁹⁷ Zr	16,9 Stunden	$1,19 \times 10^3$
³ H	12,3 Jahre	$1,55 \times 10^6$
¹³⁴ Cs	2,06 Jahre	$1,16 \times 10^4$
²⁴ Na	15,0 Stunden	$3,42 \times 10^3$

* Die mit (*) gekennzeichneten Isotopen zerfallen noch in der Kühlzeit

Bei der Untersuchung der Emissionen aus dem Gesundheitstrakt ist zu beachten, dass die Emissionen um Größenordnungen unter den Aktivitäten der Schornsteinemissionen bleiben, womit die geringen Werte im Bezug auf die Umwelt vernachlässigenswert sind, weshalb die Emissionsstelle aus Sicht der Dosisleistungsbeschränkungen außer acht gelassen werden kann.

Tatsächlich wurde in der ganzen Betriebszeit des AKW bei der Kontrolle der atmosphärischen Emissionen aus dem Gesundheitstrakt bis 2004 bei keinem einzigen Radioisotop ein Wert gemessen, der über der Ausweisbarkeitsgrenze gelegen wäre. Anbetracht dessen kommen die in der Beilage der MÜSZ ("Technische Betriebsordnung") zugelassenen Emissionsgrenzwerte die Emissionen des Gesundheitstraktes gar nicht vor, obwohl diese in der bei der Umweltschutzbehörde eingereichten Dokumentation, die sich mit der Festlegung der geplanten Emissionshöchstwerte beschäftigt, im einzelnen angeführt werden. [44] In der MÜSZ kommen nur jene Isotopen und Grenzwerte vor, die mit dem Betrieb der Blöcke verbunden sind oder die zu Maßnahmen führen. Selbstverständlich werden bei der Festlegung der Emissionsgrenzwerte alle Isotope sowohl per Block, als auch per Gesundheitstrakt und flüssige Emissionen berücksichtigt.

Das ab 2004 eingeführte neue Grenzwertsystem ist sehr schwer mit den Daten des früheren vergleichbar, weshalb wir die Daten für die Jahre 1983 bis 2003 und jene von 2004 auf getrennten Tabellen präsentieren. Die Daten der radioaktiven Emissionen des AKW, die zwischen 1983 und 2003 einer Regelung unterlagen werden in Prozentwerten der behördlichen Grenzwerte auf Tabelle 5.3.4. zusammengefasst.

Tabelle 5.3.4. Emissionen des AKW Paks in Prozentwerten der behördlich zugelassenen Grenzwerte

Jahr	Zahl der Betriebsblöcke	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
2003	4(3)	4,01	0,91	54,1	18,2	6,2	6,4	54,6
<i>Behördliche Grenzwerte</i>		$1,9 \times 10^{13}$	$1,1 \times 10^9$	$1,1 \times 10^9$	$5,6 \times 10^4$	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 ⁹⁰Sr sind – bei sehr geringen Werten – Fluktuationen feststellbar.
- Die Periode der atmosphärischen Emissionen im Zusammenhang mit dem Störfall 2003 haben die Ausnutzung der jährlichen Grenzen erheblich erhöht.

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.

In Tabelle 5.3.5. werden die kumulierten Emissionsdaten für das Jahr 2004 in Gruppen angeführt mit den dazugehörigen Kriterien der Emissionsgrenzwerte.

Tabelle 5.3.5. Zusammenfassende Daten zu den Emissionen des AKW im Jahr 2004

Isotopen-Gruppen	Gesamtemission [Bq]	Emissionsgrenzwerte - Kriterien
Atmosphärische Emissionen		
Korrosions- und Spaltprodukte	$1,31 \times 10^9$	$3,00 \times 10^{-4}$
Radioaktive Edelgase	$3,35 \times 10^{13}$	$5,05 \times 10^{-4}$
Radiojod	$1,94 \times 10^8$	$8,34 \times 10^{-5}$
Tritium	$3,26 \times 10^{12}$	$1,90 \times 10^{-5}$
Radiokarbon	$6,92 \times 10^{11}$	$2,83 \times 10^{-4}$

Atmosphärische Emission Gesamt		1,19 x 10 ⁻³
Flüssige Emissionen		
Korrosions- und Spaltprodukte	1,59 x 10 ⁹	9,32 x 10 ⁻⁴
Tritium	1,60 x 10 ¹³	5,52 x 10 ⁻⁴
Alpha-Strahler	2,65 x 10 ⁵	3,69 x 10 ⁻⁷
Flüssige Emissionen - Gesamt		1,48 x 10 ⁻³

Das Kriterium des Emissionsgrenzwertes für ein gegebenes Isotop und bezüglich der Emissionsweise ist der Quotient des Emissionsgrenzwertes und der Emissionsmenge, der wie folgt berechnet wird:

$$\sum_{ij} \frac{R_{ij}}{El_{ij}} \leq 1$$

wobei:

El_{ij} = Emissionsgrenzwert (Bq/Jahr) des Radionuklids i in Bezug auf Emissionsweise j

R_{ij} = Jahresemission (Bq/Jahr) des Radionuklids i bezogen auf die Emissionsweise j

Die Daten zu den atmosphärischen und flüssigen isotopenselektiven Emissionen, die Emissionsgrenzwerte und die Kriterien dieser werden in Tabelle 5.3.6. angeführt.

Tabelle 5.3.6.: Isotopenselektive Emissionen aus dem AKW 2004

Légnemű kibocsátások [Bq]				Folyékony kibocsátások [Bq]			
Izotóp	Összesen	Éves korlát	Határérték kritérium	Izotóp	Összesen	Éves korlát	Határérték kritérium
⁴¹ Ar	1,07x10 ¹³	4,60x10 ¹⁶	2,33x10 ⁻⁴	³ H	1,60x10 ¹³	2,90x10 ¹⁶	5,52x10 ⁻⁴
⁸⁵ Kr	3,79x10 ¹²	1,20x10 ¹⁹	3,15x10 ⁻⁷	⁷ Be	1,48x10 ⁸	3,00x10 ¹⁴	4,93x10 ⁻⁷
^{85m} Kr	2,30x10 ¹²	4,10x10 ¹⁷	5,61x10 ⁻⁶	¹⁴ C	1,36x10 ⁸	3,10x10 ¹²	4,39x10 ⁻⁵
⁸⁷ Kr	5,66x10 ¹²	7,30x10 ¹⁶	7,75x10 ⁻⁵	⁵¹ Cr	9,60x10 ⁷	2,70x10 ¹⁴	3,55x10 ⁻⁷
⁸⁸ Kr	5,07x10 ¹²	2,90x10 ¹⁶	1,75x10 ⁻⁴	⁵⁴ Mn	1,31x10 ⁸	1,00x10 ¹³	1,31x10 ⁻⁵
¹³³ Xe	3,01x10 ¹²	2,00x10 ¹⁸	1,50x10 ⁻⁶	⁵⁵ Fe	8,07x10 ⁷	4,30x10 ¹³	1,88x10 ⁻⁶
¹³⁵ Xe	2,99x10 ¹²	2,40x10 ¹⁷	1,25x10 ⁻⁵	⁵⁸ Co	3,64x10 ⁷	3,20x10 ¹²	1,14x10 ⁻⁵
³ H (HT)	1,73x10 ¹¹	2,20x10 ¹⁷	7,84x10 ⁻⁷	⁵⁹ Fe	5,21x10 ⁷	2,30x10 ¹²	2,27x10 ⁻⁵
³ H (HTO)	3,09x10 ¹²	1,70x10 ¹⁷	1,82x10 ⁻⁵	⁵⁹ Ni	2,80x10 ⁷	4,00x10 ¹⁴	7,02x10 ⁻⁸
¹⁴ C (CO ₂)	3,68x10 ¹⁰	1,30x10 ¹⁴	2,83x10 ⁻⁴	⁶⁰ Co	4,68x10 ⁸	9,50x10 ¹¹	4,92x10 ⁻⁴
¹⁴ C (CH ₄)	6,55x10 ¹¹	1,50x10 ²¹	4,36x10 ⁻¹⁰	⁶⁵ Zn	3,93x10 ⁷	1,40x10 ¹²	2,81x10 ⁻⁵
²⁴ Na	6,46x10 ⁷	1,50x10 ¹⁵	4,31x10 ⁻⁸	⁸⁹ Sr	1,32x10 ⁹	1,20x10 ¹³	1,10x10 ⁻⁷
⁴² K	5,50x10 ⁸	1,70x10 ¹⁶	3,24x10 ⁻⁸	⁹⁰ Sr *	1,62x10 ⁶	2,20x10 ¹²	1,47x10 ⁻⁶
⁵¹ Cr	4,93x10 ⁷	8,80x10 ¹⁴	5,60x10 ⁻⁸	⁹⁵ Nb	2,25x10 ⁷	2,10x10 ¹²	1,07x10 ⁻⁵
⁵⁴ Mn	7,44x10 ⁷	1,80x10 ¹³	4,13x10 ⁻⁶	⁹⁵ Zr	3,50x10 ⁷	8,50x10 ¹²	4,12x10 ⁻⁶
⁵⁸ Co	2,37x10 ⁷	2,10x10 ¹³	1,13x10 ⁻⁶	⁹⁹ Mo	6,86x10 ⁷	1,30x10 ¹⁴	5,28x10 ⁻⁷
⁵⁹ Fe	1,58x10 ⁷	1,10x10 ¹³	1,44x10 ⁻⁶	¹⁰³ Ru	1,71x10 ⁷	9,00x10 ¹¹	1,90x10 ⁻⁵
⁶⁰ Co	1,59x10 ⁸	2,40x10 ¹²	6,63x10 ⁻⁵	¹⁰⁶ Ru *	2,31x10 ⁷	1,10x10 ¹²	4,20x10 ⁻⁵
⁶⁵ Zn	6,14x10 ⁶	2,30x10 ¹²	2,67x10 ⁻⁶	^{110m} Ag	2,10x10 ⁷	2,00x10 ¹³	1,05x10 ⁻⁶
⁷⁵ Se	1,92x10 ⁶	2,90x10 ¹²	6,62x10 ⁻⁷	¹²⁴ Sb	1,99x10 ⁷	9,50x10 ¹²	2,09x10 ⁻⁶
⁷⁶ As	6,88x10 ⁷	1,10x10 ¹⁵	6,25x10 ⁻⁸	¹³¹ I	2,62x10 ⁷	2,70x10 ¹²	9,72x10 ⁻⁶
⁸⁶ Sr	3,77x10 ⁴	4,30x10 ¹²	8,76x10 ⁻⁹	¹³⁴ Cs	5,13x10 ⁷	6,50x10 ¹¹	7,88x10 ⁻⁵
⁹⁰ Sr *	3,30x10 ⁴	3,70x10 ¹¹	1,78x10 ⁻⁷	¹³⁷ Cs *	7,88x10 ⁷	9,00x10 ¹¹	1,75x10 ⁻⁴
⁹⁵ Nb	1,30x10 ⁷	4,90x10 ¹³	2,66x10 ⁻⁷	¹⁴⁰ Ba *	4,12x10 ⁷	5,50x10 ¹³	1,50x10 ⁻⁶
⁹⁵ Zr	1,18x10 ⁷	2,30x10 ¹³	5,12x10 ⁻⁷	¹⁴¹ Ce	2,53x10 ⁷	2,10x10 ¹³	1,21x10 ⁻⁶
⁹⁹ Mo	3,32x10 ⁶	1,90x10 ¹⁵	1,75x10 ⁻⁹	¹⁴⁴ Ce *	7,53x10 ⁷	1,00x10 ¹³	1,51x10 ⁻⁵
¹⁰³ Ru	2,12x10 ⁶	8,70x10 ¹²	2,44x10 ⁻⁷	U-csoport	2,57x10 ⁵	7,50x10 ¹¹	3,43x10 ⁻⁷
¹⁰⁶ Ru *	3,96x10 ⁶	2,30x10 ¹¹	3,44x10 ⁻⁵	Pu-csoport	3,63x10 ²	1,00x10 ¹²	3,63x10 ⁻¹⁰
^{110m} Ag	1,83x10 ⁷	4,80x10 ¹²	3,82x10 ⁻⁶	Am-csoport	7,76x10 ²	1,10x10 ¹²	7,05x10 ⁻¹⁰
¹²⁴ Sb	9,54x10 ⁶	8,90x10 ¹²	1,07x10 ⁻⁶	Cm-csoport	4,43x10 ³	2,60x10 ¹¹	1,70x10 ⁻⁸
¹²⁵ Sb	7,00x10 ⁴	1,40x10 ¹³	5,00x10 ⁻⁹	Cf-csoport	1,52x10 ³	1,90x10 ¹¹	8,00x10 ⁻⁹
¹³¹ I aer.	3,27x10 ⁶	3,70x10 ¹²	8,84x10 ⁻⁷				
¹³¹ I elemi	6,33x10 ⁷	7,80x10 ¹¹	8,11x10 ⁻⁵				
¹³¹ I szerves	1,26x10 ⁸	9,50x10 ¹³	1,33x10 ⁻⁶				
¹³³ I elemi	1,74x10 ⁶	3,70x10 ¹⁴	4,70x10 ⁻⁹				
¹³⁴ Cs	2,07x10 ⁷	8,20x10 ¹¹	2,52x10 ⁻⁵				
¹³⁷ Cs *	7,32x10 ⁷	1,00x10 ¹²	1,46x10 ⁻⁴				
¹³⁸ Cs	1,11x10 ⁸	2,10x10 ¹⁶	5,29x10 ⁻⁹				
¹⁴⁰ Ba *	5,67x10 ⁶	2,90x10 ¹³	3,91x10 ⁻⁷				
¹⁴¹ Ce	2,41x10 ⁶	4,60x10 ¹³	5,24x10 ⁻⁸				
¹⁴⁴ Ce *	1,73x10 ⁷	3,50x10 ¹²	9,90x10 ⁻⁶				

* a határérték kritérium számításánál a leányelemekkel együtt vettük figyelembe az adott izotópot

Summa summarum kann gesagt werden, dass das Atomkraftwerk 2004 die Grenzwerte (Emissionsgrenzwertkriterium $2,67 \times 10^{-3}$) zu 0,27 Prozent ausgenutzt hat, davon entfallen 0,15 auf die flüssigen und 0,12 Prozent auf die atmosphärischen Emissionen.

Der Wert des geplanten Emissionsniveaus erreicht 9,59 Prozent der Dosisbeschränkung. Der Wert des geplanten Emissionsniveaus wurde mit dem entsprechenden Konservativismus festgelegt und ist um eine Größenordnung höher als der beim Normalbetrieb gemessene.

Einen internationalen Vergleich der Emissionen des AKW Paks gibt Tabelle 5.3.7. Internationale Daten stehen nur für den Zeitraum 1995 bis 1997 zur Verfügung, die UNSCEAR ("United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation") hat in ihrem Report 2001 diese Zahlen veröffentlicht (mit der Ausnahme der Emissionen bezüglich Radiokarbon, die nur für den Zeitraum 1990 bis 1994 zur Verfügung stehen). Der Report der UNSCEAR aus dem Jahr 2000 ist der letzte zu diesem Thema, Daten jüngeren Ursprungs stehen so nicht zur Verfügung. Per Einheit produzierter elektrischer Energie war + früher bei einem Vergleich mit Kraftwerken ähnlichen Typs im Ausland bezüglich der Emissionen feststellbar, dass jene von Paks wesentlich geringer waren als die des internationalen Durchschnitts. In den letzten Jahren hat sich dieser Vorsprung verringert, in zwei Fällen kam es sogar zu einer Umkehr, wobei aber auch diese Daten innerhalb der Grenzwerte bleiben.

Tabelle 5.3.7.: Menge der aus dem AKW Paks emittierten radioaktiven Stoffe im Spiegel der UNSCEAR Welt Daten

Radionuklid	Paks [GBqGW ⁻¹ Jahr ⁻¹]					PWR [GBqGW ⁻¹ Jahr ⁻¹]
	2000	2001	2003	2004	1983-2004 Durchschnitt	1995-1997 Durchschnitt
Atmosphärische Emissionen						
Aerosol Gesamt	$1,6 \times 10^{-1}$	$1,4 \times 10^{-1}$	$4,4 \times 10^0$	$9,7 \times 10^{-1}$	$5,9 \times 10^{-1}$ *	$1,3 \times 10^{-1}$
Äquivalent ¹³¹ I	$8,8 \times 10^{-2}$	$5,4 \times 10^{-2}$	$2,6 \times 10^2$	$1,4 \times 10^1$	$1,3 \times 10^{-1}$	$1,7 \times 10^{-1}$
Edelgase Gesamt	$4,8 \times 10^4$	$3,5 \times 10^4$	$3,1 \times 10^5$	$2,5 \times 10^4$	$1,3 \times 10^5$	$1,3 \times 10^4$
Tritium Gesamt	$3,1 \times 10^3$	$3,9 \times 10^3$	$5,0 \times 10^3$	$2,4 \times 10^3$	$2,3 \times 10^3$ **	$2,4 \times 10^3$
Radiokarbon Gesamt	$5,7 \times 10^2$	$4,6 \times 10^2$	$4,3 \times 10^2$	$5,1 \times 10^2$	$7,4 \times 10^2$ ***	$2,2 \times 10^2$ ***
Flüssige Emissionen						
Korrosions- und Spaltmaterial	$7,0 \times 10^{-1}$	$7,4 \times 10^{-1}$	$7,8 \times 10^{-1}$	$1,2 \times 10^{-1}$	$1,5 \times 10^{-1}$	$8,1 \times 10^0$
Tritium	$1,1 \times 10^4$	$1,2 \times 10^4$	$1,4 \times 10^4$	$1,2 \times 10^4$	$1,1 \times 10^4$	$1,9 \times 10^4$

Anmerkung: Internationale Daten beziehen sich auf mit Paks vergleichbare Druckwasserreaktoren AKWs (UNSCEAR Report Exposures from Man-made Sources of Radiation 2000)

* Durchschnittswerte wurden von der Emission des Jahres 2003 erheblich angehoben

** Durchschnitt 1985-2004

*** Durchschnitt 1988-2004

**** Durchschnitt 1990-1994

Mit den Abwässern durfte bis 2003 keine Alphastrahlenisotopen emittiert werden, was mit den Alphastrahlungsmustern der Behältergewässer zu belegen war. Das früher angewandte Kontrollniveau (Ausweisbarkeitsgrenze) von $0,011 \text{ Bq/dm}^3$ wurde vom Kraftwerk 2004 auf $0,5 \text{ Bq/dm}^3$ abgeändert, was auf Grundlage der neuen behördlichen Grenzwerte ermittelt wurde. Zum Zweck der Feststellung des Ursprungs der Alphastrahlerisotopen wandte der Betrieb auch eine Alphaspektrometrie an und belegte damit, dass das Kraftwerk keine alphastrahlenden Radioisotopen in die Donau emittiert hat.

Neben den Emissionen, die nicht geregelt waren, lohnt es sich aber auch Emissionen, die bis 2004 keiner behördlichen Beschränkung unterlagen, zu untersuchen. Jede von diesen ist an eine nuklidspezifische Untersuchung gebunden und verfeinert nur das aus Tabelle 5.3.4. 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. Die in den beiden letzten Jahren feststellbare allgemeine Reduktion bei den flüssigen Emissionen ist auf die strengen Maßnahmen nach dem Störfall des zweiten Blocks bzw. auf einen effizienteren Betrieb der Wasserkläranlagen zurückzuführen.

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 , <77 und 136 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/dm^3 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 $\text{m}^3/24 \text{ Stunden}$) ist bei einem durchschnittlichen Wasserstand der Donau (ca. $2500 \text{ m}^3/\text{s}$)

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/dm^3 , bei allen anderen Radionukliden kleiner als $0,1 \text{ Bq/dm}^3$.

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}Ba , ^{140}La , ^{141}Ce usw. – doch ist deren Bedeutung wegen ihrer geringen Menge oder des geringen Anteils bzw. wegen ihrer kurzen Lebensdauer vernachlässigenswert). 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 Emissionen des Jahres 2003 spielen die infolge des Störfalls entwichenen Spaltprodukte (radioaktive Edelgase, Jod- und Cäsiumisotopen) eine entscheidende Rolle.

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.

Vergleich der geplanten Jahresemissionswerte mit den Emissionen 2004

Einen Vergleich der geplanten Jahresemissionsniveaus und der Daten der atmosphärischen und flüssigen Emissionen des AKW im Jahr 2004 zeigt Tabelle 5.3.8.

Tabelle 5.3.8.: Vergleich der geplanten Jahresemission mit den Werten des Jahres 2004

Radioaktive Isotopen	Geplante atmosphärische Emission Bq/Jahr	Atmosphärische Emission 2004 Bq	Radioaktive Isotopen	Geplante flüssige Emission Bq/Jahr	Flüssige Emission 2004 Bq
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	$1,30 \times 10^{14}$	$2,30 \times 10^{12}$	^{89}Sr	$8,54 \times 10^9$	$1,32 \times 10^6$
^{85}Kr	$1,20 \times 10^{13}$	$3,79 \times 10^{12}$	^{90}Sr	$2,75 \times 10^9$	$1,62 \times 10^6$

⁸⁷ Kr	2,48 x 10 ¹³	5,66 x 10 ¹²	⁹⁵ Zr	3,88 x 10 ¹¹	3,50 x 10 ⁷
⁸⁸ Kr	1,24 x 10 ¹⁴	5,07 x 10 ¹²	⁹⁵ Nb	4,12 x 10 ¹¹	2,25 x 10 ⁷
⁸⁹ Sr	1,37 x 10 ⁸	3,77 x 10 ⁴	⁹⁹ Mo	8,11 x 10 ¹⁰	6,86 x 10 ⁷
⁹⁰ Sr	1,58 x 10 ⁶	3,30 x 10 ⁴	¹³¹ I	9,25 x 10 ¹¹	2,62 x 10 ⁷
⁹⁵ Zr	1,68 x 10 ¹⁰	1,18 x 10 ⁷	¹³⁷ Cs	5,18 x 10 ¹⁰	7,88 x 10 ⁷
⁹⁵ Nb	8,14 x 10 ⁸	1,30 x 10 ⁷	¹⁴⁰ Ba	9,98 x 10 ⁸	4,12 x 10 ⁷
⁹⁹ Mo	1,70 x 10 ⁹	3,32 x 10 ⁶	⁵¹ Cr	1,47 x 10 ¹²	9,60 x 10 ⁷
¹⁰³ Ru	1,23 x 10 ⁸	2,12 x 10 ⁶	⁵⁵ Fe	1,12 x 10 ¹²	8,07 x 10 ⁷
¹⁰⁶ Ru	5,24 x 10 ⁵	3,96 x 10 ⁶	⁵⁹ Fe	1,60 x 10 ¹¹	5,21 x 10 ⁷
¹³¹ I	1,30 x 10 ¹⁰	1,93 x 10 ⁸	⁵⁴ Mn	1,31 x 10 ¹¹	1,31 x 10 ⁸
¹³³ I	6,26 x 10 ¹⁰	1,74 x 10 ⁶	⁵⁸ Co	3,27 x 10 ¹¹	3,64 x 10 ⁷
¹³³ Xe	1,26 x 10 ¹⁶	3,01 x 10 ¹²	⁶⁰ Co	2,67 x 10 ¹¹	4,68 x 10 ⁸
¹³⁴ Cs	8,10 x 10 ⁸	2,07 x 10 ⁷	¹³⁴ Cs	4,16 x 10 ⁹	5,13 x 10 ⁷
¹³⁵ Xe	1,01 x 10 ¹⁴	2,99 x 10 ¹²	¹⁰³ Ru	3,57 x 10 ⁶	1,71 x 10 ⁷
¹³⁷ Cs	9,48 x 10 ⁹	7,32 x 10 ⁷	³ H	3,47 x 10 ¹³	1,60 x 10 ¹³
¹³⁸ Cs	5,70 x 10 ¹¹	1,11 x 10 ⁸	⁷ Be	6,01 x 10 ⁸	1,48 x 10 ⁸
¹⁴⁰ Ba	3,48 x 10 ⁸	5,67 x 10 ⁶	¹⁴ C	9,04 x 10 ⁸	1,36x10 ⁸
¹⁴¹ Ce	1,47 x 10 ⁸	2,41 x 10 ⁶	⁵⁹ Ni	4,67 x 10 ⁷	2,80 x 10 ⁷
¹⁴⁴ Ce	2,96 x 10 ⁴	1,73 x 10 ⁷	^{110m} Ag	2,47 x 10 ⁹	2,10 x 10 ⁷
²⁴ Na	2,34 x 10 ⁸	6,46 x 10 ⁷	¹²⁴ Sb	1,60 x 10 ⁹	1,99 x 10 ⁷
⁴² K	3,24 x 10 ⁸	5,50 x 10 ⁸	⁶⁵ Zn	2,1 x 10 ⁶	3,93 x 10 ⁷
⁵¹ Cr	3,66 x 10 ⁹	4,93 x 10 ⁷			
⁵⁴ Mn	2,56 x 10 ⁷	7,44 x 10 ⁷			
⁵⁹ Fe	4,64 x 10 ⁷	1,58 x 10 ⁷			
⁵⁸ Co	7,82 x 10 ⁷	2,37 x 10 ⁷			

⁶⁰ Co	1,55 x 10 ⁸	1,59 x 10 ⁸			
³ H	1,75 x 10 ¹²	3,26 x 10 ¹²			
⁴¹ Ar	6,22 x 10 ¹³	1,07 x 10 ¹³			
¹⁴ C	8,46 x 10 ¹²	6,92 x 10 ¹¹			
^{110m} Ag	6,94 x 10 ⁹	1,83 x 10 ⁷			
¹²⁴ Sb	8,60 x 10 ⁶	9,54 x 10 ⁶			
⁷⁵ Se	1,20 x 10 ⁶	1,92 x 10 ⁶			
⁶⁵ Zn	1,40 x 10 ⁶	6,14 x 10 ⁶			
⁷⁶ As	1,60 x 10 ⁹	6,88 x 10 ⁷			

Aus der Tabelle ist ersichtlich, dass 2004 die überwiegende Mehrzahl der Emissionswerte der entscheidenden Isotopen unter dem geplanten Niveau geblieben ist. Bei einigen Isotopen übertreten die Emissionswerte gerade das geplante Niveau, während bei den atmosphärischen Emissionen ¹⁰⁶Ru um eine Größenordnung, ¹⁴⁴Ce, bei den flüssigen Emissionen ¹⁰³Ru und ⁶⁵Zn um eine Größenordnung die berechneten Emissionsgrenzwerte überschreitet, da diese Isotopen unter ihrer Ausweisbarkeitsgrenze berücksichtigt wurden. Da das AKW 2004 die Grenzwerte zu 0,27 Prozent ausgenutzt hat können die obigen Werte die auf das Kraftwerk bezogenen Emissionswerte im wesentlichen nicht beeinflussen.

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-Gammabestahlung 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 – gammaspectrometrische 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 routineartigen Umweltkontrollen werden zwanzig verschiedene Proben regelmäßig einer nuklear-analytischen 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 im Fisch angeführt, auch die Werte des Jahres 2004 werden hier als Muster vorgestellt (Tabelle 5.3.9.).

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 Umwelträger werden im folgenden aufgrund der Messergebnisse im einzelnen angeführt.

Tabelle 5.3. Charakteristische Radioaktivitätswerte in Umweltmedien, in der Milch und im Fischfleisch 2004 in einem Umkreis von ein bis zwei Kilometer des AKW Paks (Durchschnittswerte, Extremwerte in Klammern)

Umweltkomponenten (Ort)	Maßeinheit	Aktivitätskonzentration						
		³ H (HTO)	¹⁴ C (Kohlewasserstoff)	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr	^{110m} Sr	¹³⁷ Cs	⁴⁰ K
Atmosphärische Proben (Aerosol, andere) (A1–A8)	Bq/m ³	— ^a (1–20) •10 ⁻³	0,5 ^a (0,1–3,6) •10 ⁻³	— (uGw–37) •10 ⁻⁶	—	uGw (uGw)	— (uGw–5,0) •10 ⁻⁶	—
Fall-out (A1–A8)	Bq/(m ³ /Monat)	—	—	— (uGw–0,2)	—	uGw (uGw)	uGw (uGw)	—
Boden (0–5 cm) (A1–A8)	Bq/kg (Trockenstoff)	—	—	uGw (uGw)	0,35 (<0,10–1,1)	uGw (uGw)	9 (1–21)	335 (235–485)
Gras (A1–A8)	Bq/kg (Trockenstoff)	—	—	— (uGw–1,4)	1,7 (0,2–3,2)	uGw (uGw)	2,4 (uGw–10)	645 (305–1170)
Donauwasser (V1)	Bq/l	2,3 (1,7–3,3)	<3,7 (<3,7)	uGw (uGw)	2,8 (2,7–3,0) •10 ⁻³	uGw (uGw)	uGw (uGw)	—

Donause- dimente	Bq/kg (Trocken- stoff)	—	—	uGw (uGw –3,7)	0,3 (<0,1–0,5)	uGw (uGw)	47 (39–53)	530 (500–580)
Grundwass- er (AKW- Bereich)	Bq/l	— (1–1.700)	— (0,01– 0,15)	— uGw–4·10 ⁻³	— (<0,2–5) ·10 ⁻³	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 macht (nicht interpretierbar ist) bzw. dass die Betriebskontrolle zu dieser Zeit keine solchen Untersuchungen ausgeführt hat.

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.

Im ersten Jahrzehnt war in erster Linie das ^{110m}Ag Aerosol präsent: der höchste gemessene Wochendurchschnittswert war 0,3 mBq/m³ (1990, 12. Woche Station A4), die überwiegende Mehrzahl der Messungen bewegte sich aber im Größenbereich 0,001–0,01 mBq/m³. Der auf die Gesamtumgebung des Kraftwerkes projizierte Durchschnitt betrug 0,001 mBq/m³. 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 ^{110m}Ag manchmal auch einige Korrosionsprodukte (⁵⁴Mn, ⁵⁸Co, ⁶⁰Co), in tausendstel und hundertstel mBq/m³ Größenordnung. In den letzten Jahren zeigte sich im wesentlichen nur ⁶⁰Co, 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/m³ 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 mBq/m³, 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 $0,1$ bis $0,8 \text{ mBq/m}^3$, der elfjährige Durchschnitt war $0,3 \text{ mBq/m}^3$. In der Kohlenwasserstofffraktion machte dies $0,5$ 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 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 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 , $^{110\text{m}}\text{Ag}$) 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. Bis 2002 erfolgte die Bodenprobenentnahme aus einer Null bis fünf Zentimeter und fünf bis zehn Zentimeter tiefen Schicht, in den letzten beiden Jahren wurde für eine bessere Nachweisbarkeit von frischem fall-out diese Probe der Schicht $0\text{-}3 \text{ cm}$ entnommen.

Bei beiden Formen der gamma-spektrometrischen 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 Radiocäsiumkonzentration 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.

Neben dem bestehenden Netz in der Umgebung des AKW Paks haben das "Landesforschungsinstitut für Strahlenbiologie- und Strahlengesundheitsforschung" sowie das "Geographische Forschungsinstitut der Ungarischen Akademie der Wissenschaften" gemeinsam geökologische Forschungen im Hinblick auf die geomorphologischen Formen und die Flora ausgeführt. Diese Forschungen richteten sich auf die Bezeichnung der radioaktiv verseuchten Stellen und der Kartographierung und Vermessung der Verwischungspunkte. Die kartographische Darstellung dieser geomorphologischen Oberflächen ist wichtig, weil bei einer Emission des Kraftwerkes im Störfall, bei einem Unfall an diesen Verwischungsstellen, Deponien es zu radioaktiven Verseuchungsschwerpunkten kommen kann. Diese Forschungen wurden auf der Grundlage der Forschungen der 1980er Jahre 1990 zusammengefasst. 2005 wurden diese Ergebnisse neu bewertet. Eine Zusammenfassung ist in Beilage 9 zu finden. Die Messergebnisse der Umweltproben bauen auf den Proben der 1990er Jahre auf. Die relative Beständigkeit der morphologischen Formen und der Mangel an wesentlichen Veränderungen im Bezug auf die Emission ermöglicht es aber, diese Ergebnisse auch im ersten Jahrzehnt des neuen Jahrtausends als maßgebend zu betrachten.

5.3.2.3. Aktivitätskonzentration in der Donau entnommenen Proben

Die Umweltkontrolle des AKW Paks prüfte von Anfang an den Donauschlamm bezüglich eines eventuellen Auftretens von aus dem Kraftwerk über die Abwässer emittierten Radionukliden, zum Zwecke der Dokumentierung einer eventuellen Verdichtung. Proben werden zweimal im Jahr (Frühling und Herbst), an drei verschiedenen Punkten entnommen:

- Paks, in der Höhe des Autobusbahnhofs (Vergleichskontrollpunkt).
- Ausfluss des Warmwasserkanals,
- Südlich dieses Ausflusses am rechten Ufer (ca. 500 Meter entfernt)

Die Schlammprobe gerät getrocknet, in Staubform, homogenisiert zu einer gammaspektrometrischen Messung und wird hinsichtlich des Radiostrontiumsanteils untersucht. Die Ausweisbarkeitsgrenze (uGw) ist – von den aktuellen Parametern abhängig – lag bei beiden Messungen ca. in der Größenordnung von 0,1 Bq/kg. Tabelle 5.3.10. fasst die Untersuchungsergebnisse der vergangenen fünf Jahre (2000-2004) zusammen (wahrgenommene Radionuklide, kleinste-größte Aktivitätskonzentration Bq/kg Trockenstoff an den Punkten neben Warmwasserkanal und fünfhundert Meter südlich davon, Anzahl der Fälle über der Ausweisbarkeitsgrenze). Die Gesamtzahl an Fällen – ohne Ergebnisse des Kontrollpunktes – beträgt per Radionuklid zwanzig (5 Jahre, zweimal im Jahr, zwei Probeentnahmestellen).

Tabelle 5.3.10 Untersuchungsergebnisse der Schlammproben zwischen 2000 und 2005

	⁵⁴ Mn	⁵⁸ Co	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr	^{110m} Ag	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs
Minimale Aktivitätskonzentration	uGw	uGw	uGw	0,1	uGw	uGw	18
Maximale Aktivitätskonzentration	uGw	uGw	6	3,8	1,8	1,6	109
Zahl der Fälle	0	0	12	14	1	7	20

Die Ergebnisse – unter Betracht der Daten des Kontrollpunktes – sind wie folgt zu interpretieren:

Von Anfang an konnte in allen Schlammproben ¹³⁷Cs nachgewiesen werden, in der Mehrheit der Fälle auch ⁹⁰Sr. 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 Probemessungen mit den Basis- bzw. den Daten von 1986 den eventuellen Beitrag des Kraftwerkes nicht möglich. Die anderen Radionuklide stammen aus den Emissionen des Kraftwerkes, doch ist die manchmal wahrgenommene Menge sehr gering (um ein bis zwei Größenordnungen geringer als die im Schlamm auffindbare natürliche Aktivitätskonzentration an Radionukliden). Im natürlichen feuchten Schlamm kann die Konzentration im Vergleich zu getrockneten zwei- bis dreimal geringer sein.

Die angeführten Daten spiegeln die in den früheren Jahren noch wahrgenommenen Zustände wieder (die gleichen Radionuklide, ähnliche Werte), die Zahl der wahrgenommenen Fälle hingegen hat sich vom ¹¹⁰Ag (geringer werdend) zugunsten des ⁶⁰Co und Cäsium verändert (steigend).

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 5.3.11. die im Jahr 2004 gemessenen Ergebnisse der Aktivitätskonzentrationen der Schlammproben im einzelnen angeführt.

Tabelle 5.3.11.: Radioaktivitätskonzentration der im Jahr 2002 aus der Donau und den Fischteichen entnommenen Schlammproben

Ort	Zeit	Probeentnahme					
		⁷ Be	⁴⁰ K	Th-Reihe	U-Reihe	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs
Bushaltestelle Donau	21.04.	28	503	35	32	uGw	39
	19.10.	20	560	45	38	uGw	54
Donau V2	21.04.	31	517	39	32	1,8	49
	19.10	15	543	41	38	6,1	50
Südlich von Donau V2	21.04.	30	580	43	37	uGw uGw	53
	19.10	23	512	43	38		39
Kondor- See	09.09.	2,4	142	9,6	20	uGw	1,3
Fischteich	10.11.	11	400	28	30	uGw	12
Fischzucht	10. 11.	33	470	36	31	uGw	39
"Vörösmalom " (Rote Mühle)	24.08.	uGw	490	44	37	uGw	uGw

* bezieht sich auf Trockenmasse des Schlammes, alle anderen Feuchtmasse

Alle Proben blieben bei folgenden Isotopen unter der Ausweisbarkeitsgrenze: ⁵⁴Mn, ⁵⁸Co, ^{110m}Ag, ¹³⁴Cs und wurden auf der Tabelle nicht ausgewiesen.

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 Dilatationssprünge 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/dm^3 erreichen, weiter entfernt, an den Grenzen der Betriebsstätte selbst beträgt sie höchstens 10 Bq/dm^3 , 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 5.3.1. zeigt den sog. Fleckenplan vom Dezember 2004, die die Ausbreitung und die Knotenpunkte der Tritiumwolke über die gemessenen Daten darstellt (unter den großen Hauptgebäuden, wo eine Messung nicht möglich ist, beruht sie auf Schätzungen).

Maßnahmen bezüglich der Tritiumbelastung des Grundwassers

Im Zuge der Ordnungswidrigkeiten, die aufgrund einer umfassenden Untersuchung der Räumlichkeiten und der technischen Systeme aufgedeckt wurden, konnte man außer den Dilatationselementen des verseuchten Rohrgangs bzw. den Behälterräumen der Hilfsgebäude I und II keinerlei Verbindung zwischen dem Ort des Fehlers und der Außenwelt ausfindig machen.

Nach der Identifizierung der Sickerstellen im Hauptgebäude (sofern dies möglich ist) wird es zu einer Reparatur dieser kommen. An den Reparaturstellen erscheint eine häufige Kontrolle zur Überprüfung der Richtigkeit des Eingriffes angemessen, die die Richtlinien ELJ-ÜZVT-04-01/0104 der AKW Paks AG "Behandlung unkontrollierter Sickerungen" regeln.

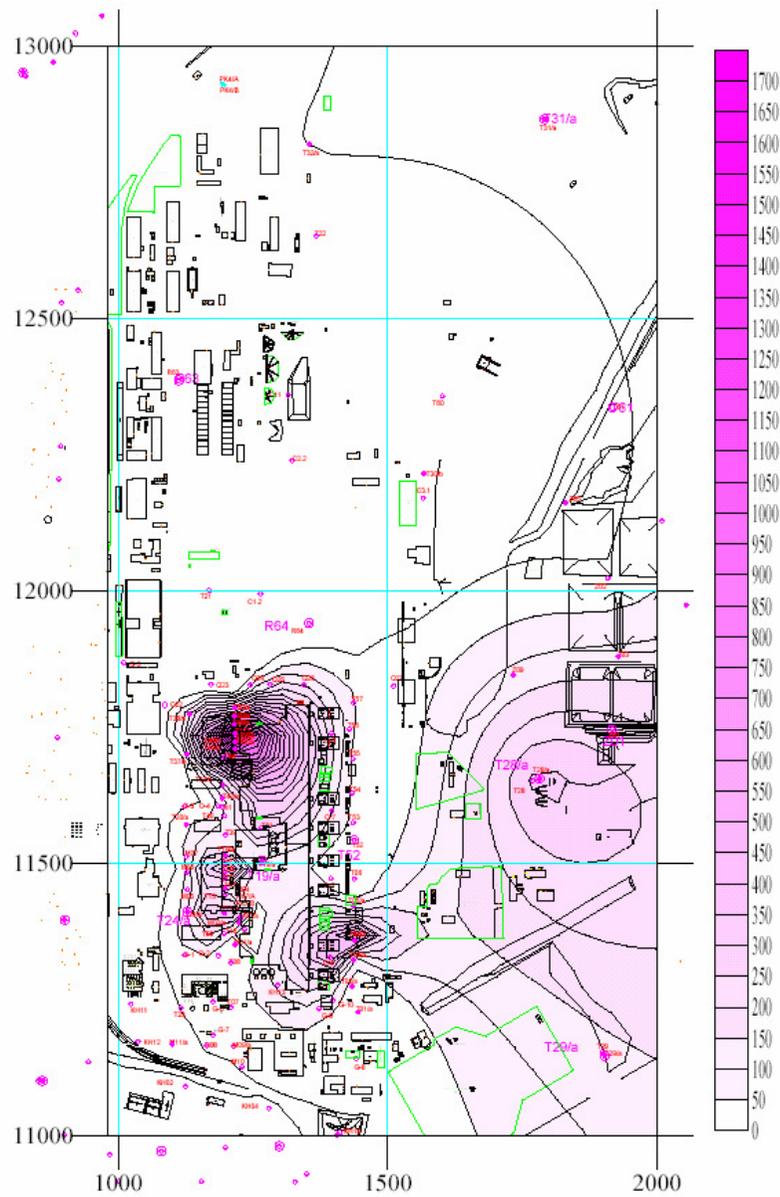
Die Überprüfung der Dichte des speziellen Kanalsystems des Hauptgebäudes erfolgt auf der Grundlage eines komplexen Programms. Bezüglich des Charakters des Systems ist es dreigeteilt: sauber, wahrscheinlich verseucht, verseucht. Die Überprüfung der sauberen Spezialkanäle ist erfolgt, hier wurden auch keine fehlerhaften Leitungen gefunden. Das wahrscheinlich verseuchte und verseuchte Kanalisationsnetz kann aus speziellen Ursachen (Box-Abschnitte usw.) nur dann überprüft werden, wenn das Kraftwerk abgeschaltet ist. Die Phaseneinteilung dafür sowie die Durchführung ist im Lauf.

Behandlung der in den Räumlichkeiten der kontrollierten Zone wahrgenommenen Unregelmäßigkeiten:

- Reparatur der Abdeckungen in den Räumen A0001/1-2, A0029/I, A005/2, A201/a, A242/1, As52/2 ist zwischen 1996 und 2000 erfolgt,
- die Liftschächte bei Reihe GD in Block 1-2 wurden 1998 mit Plattenabdeckungen versehen, die Ausführung der Abdeckung ermöglicht eine Kontrolle der Sickerungen,
- die Ruhebecken von Block 1-2, Tausch der Abdeckung in Schaft 1 ist bis 2002 erfolgt, nach der Reparatur der Abdeckungen befand eine Drucksignalkontrolle die Becken für hermetisch abgeschlossen.

Eine Verbindung zwischen kontrollierter Zone und der Außenwelt war zwischen den Dilatationselementen des verseuchten Rohrgangs sowie den Behälterräumen der Hilfsgebäude zu entdecken. Die Reparatur dieser Fehler ist erfolgt, im Zuge der Nachkontrolle waren im Grundwasser Spurenelemente, des für die hermetische Prüfung der Abdeckungen verwendeten Materials nicht aufzufinden.

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



Werte der Farbskala in Bq/dm³ angegeben, die Höhenlinien stehen für eine Konzentrationsveränderung von 50 Bq/dm³

In den letzten vier Jahren wurde die nuklidspezifische, hochsensible Untersuchung der in den Ionenausröhren, die in den automatischen Probeentnahmebrunnen installiert sind, gebundenen Radionuklide möglich. Diese Messungen zeigen, dass im Grundwasser Gammastrahlungen emittierende Radionuklide künstlicher Herkunft und von ⁹⁰Sr sich bei der Ausweisungsgrenze von 1 mBq/dm³ befinden, ¹⁴C über dem Hintergrundwert, ^{239,240}Pu und ²³⁸Pu über der Ausweisbarkeitsgrenze von 0,1 mBq/dm³ nicht wahrgenommen werden kann. Die Aktivitätskonzentration von ¹⁴C 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 Ausweisungsgrenze von 0,5 Bq/dm³ 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**. Letztere Behauptung ist auch für die Umweltfolgen eines Störfalls richtig bzw. die Tritiumverschmutzung des Grundwassers unter dem Betriebsgelände, auch wenn es sich in diesen Fällen um sehr gut messbare Mengen handelt.

5.3.2.7. Durchschnittliche Dosisleistung der Gamma-Strahlung in der Umgebung

Von den vom Kraftwerk in die Atmosphäre abgegebenen Stoffen kann sich die Strahlungssituation 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 CaSO₄ 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 Umweltdosiseinheitwert messen. Tabellen 5.3.12. und 5.3.13. fassen bis einschließlich 2004 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 aufgliedert.

- 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 5.3.12. zeigen in einem Zeitraum über mehrere 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 5.3. 12. Durchschnittliche Gammastrahlendosisleistung im Jahr in den fernbedienten Messstationen

Zeitraum [Jahr]	Dosisleistung [nGy/h] bzw. [nSv/h] ^a								
	1	2	3	4	5	6	7	8	9 ^a
84-85	2	1	1	5	1	5	0		
96	3	1	2	7	4	7	7	2	
97	4	1	1	5	3	5	5	1	
98	4	1	1	5	4	5	5	0	5
99	3	0	0	7	0	5	5	3	4
Durchschnitt (1984-1999)	2	1	1	0	2	5	7	0	5
00	5	2	4	2	0	7	5	05	5
01	5	3	0	7	3	5	4	01	5
02	5	2	0	5	5	5	3	01	5
03	4	0	1	4	4	5	5	4	5
04	5	2	0	2	3	3	0	2	4

Durchschnitt	5	8	1	5	9	7	3	8	5
(2000-2002)									

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 Dosisleistungsänderungen, 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.

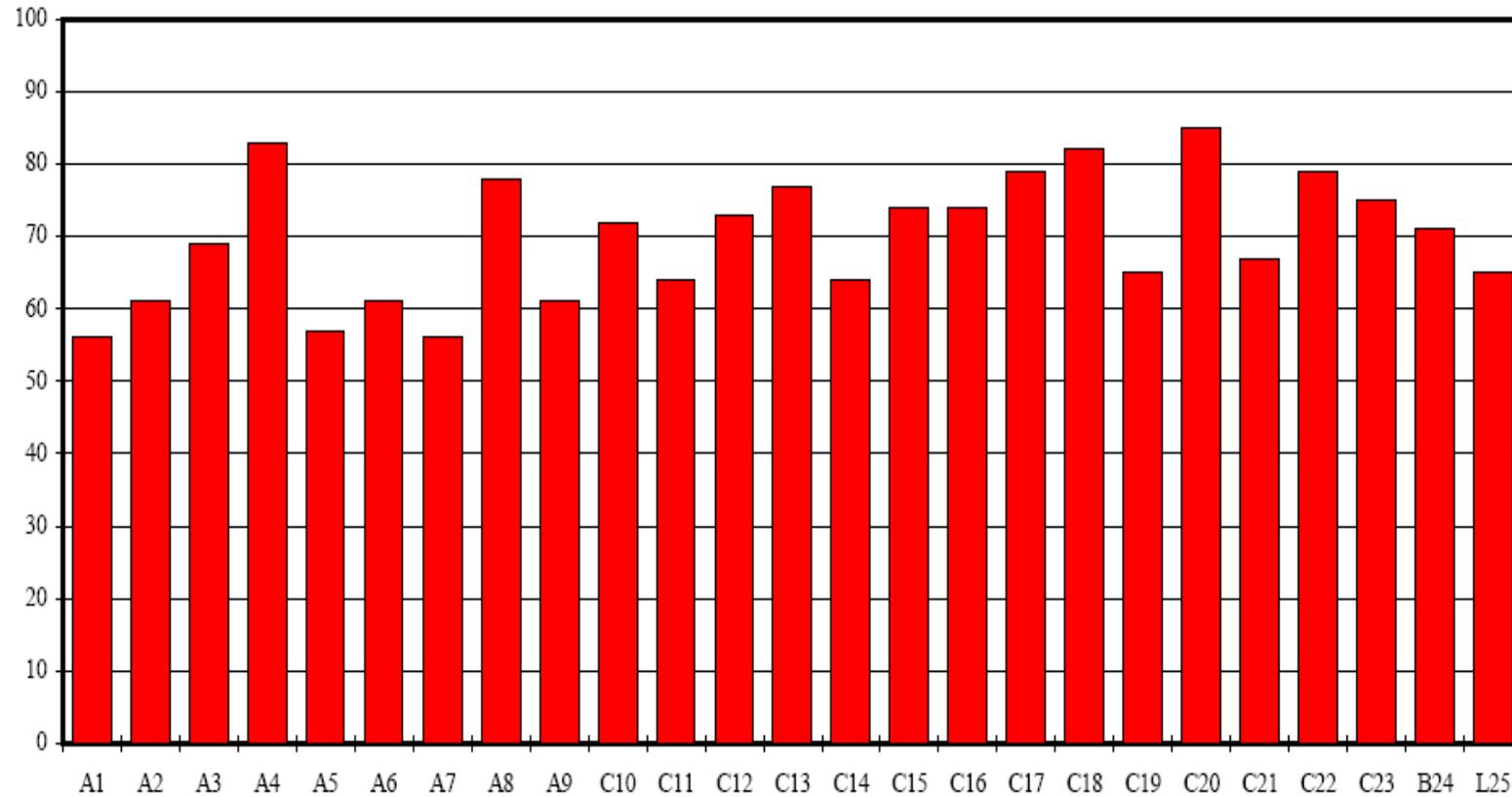
Tabelle 5.3.13.: Gammastrahlen-Dosisleistung der Umgebung an den Messstationen, gemessen mit TLD

	Dosisleistung (CaSO ₄ : Dy TLD Durchschnitt nGy/h)													Dosisleistung (ALNOR) nSV/h				
Station	1980-1982	1983-1985	1987	1998	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	1983-2000	2001	2002	2003	2004
A1	56	55	57	55	57	54	56	52	55	55	59	54	57	55	62	56	65	62
A2	59	56	58	56	56	55	57	54	55	57	53	54	57	56	66	61	67	64
A3	62	61	58	58	59	57	57	55	58	58	55	55	59	58	70	69	74	71
A4	75	73	67	67	68	65	64	64	65	67	63	63	69	67	78	83	87	79
A5	58	58	57	57	57	55	55	54	56	57	53	52	56	56	64	57	65	69
A6	58	57	58	57	57	54	55	53	56	56	53	52	56	56	65	61	67	63
A7	55	54	56	55	53	53	55	52	54	54	51	52	54	54	61	56	63	61
A8	*	65	87	87	82	79	76	76	81	82	75	71	78	80	92	78	87	82
A9	*	*	*	*	*	*	*	*	*	58	54	54	58	56	68	61	65	62

C10	72	68	71	69	68	67	65	63	66	67	63	64	68	67	76	72	76	76
C11	63	60	60	60	61	58	56	56	59	61	57	56	61	59	68	64	69	68
C12	64	61	59	59	64	63	61	60	64	64	62	60	65	62	75	73	74	72
C13	69	67	68	68	70	66	62	64	67	68	64	62	69	67	80	77	80	77
C14	60	58	59	58	58	57	54	55	57	58	55	54	60	57	68	64	63	62
C15	75	71	70	69	69	67	65	64	67	70	70	65	72	68	80	74	81	77
C16	69	67	69	67	66	66	63	62	65	71	64	63	70	66	76	74	75	75
C17	74	72	71	74	81	76	70	69	73	77	71	68	73	73	82	79	80	81
C18	76	74	70	72	74	69	69	68	69	76	68	68	73	72	82	82	81	84
C19	63	61	64	61	62	60	57	58	60	63	57	57	62	61	71	65	70	67
C20	84	81	77	78	79	73	74	73	76	82	73	73	76	77	84	85	76	80
C21	62	60	57	57	59	56	56	57	59	63	56	55	60	59	70	67	65	67
C22	78	75	73	71	74	72	66	71	73	78	69	70	76	73	86	79	88	84
C23	74	72	72	73	73	71	66	66	68	74	67	64	71	70	80	75	77	77
B24	69	67	66	65	68	63	62	63	64	69	65	64	70	66	77	71	71	77
L25	*	*	*	*	64	63	60	62	61	68	60	58	62	62	75	65	68	68
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	73± 6	72± 6
A1- A7Durchschnitt	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	70± 6	67± 5

* noch keine Messstation

Abbildung 5.3.2. : 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 Dosischätzung 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 5.3.14](#), 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 5.3.15](#), 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 5.3.15](#) abzuleiten (die Daten heißen 1998-2001 für die Erwachsenen im Umkreis von drei Kilometer um das Kraftwerk die durchschnittliche effektive Dosis, für die Jahr 2002-2004 jene, die sich auf kritische Bevölkerungsgruppen – die Kinder von Csámpa – beziehen):

Tabelle 5.3.14.: 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 $\mu 440$ SV/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 5.3.15.: 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

Einstrahlungsverlauf	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	AKW Paks	OSSKI	AKW Paks	OSSKI	AKW Paks	OSSKI	AKW Paks	OSSKI
Atmosphärische Emissionen										
Außenbelastung	0,017	0,018	0,014	0,016	0,013	0,014	0,014	0,013	0,012	0,035
Innenbelastung	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 $\mu 440 \text{ SV}/\text{Jahr}$, 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 großen Unterschiede 2002 und 2004 ergeben sich aus einer anderen Betrachtung der Emissions- und meteorologischen Daten (AKW Paks AG – zehnmütlich aktuelle Daten, OSSKI – Jahredurchschnittsdaten)
- 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

5.3.4. Zusammenfassung der Ergebnisse bezüglich Strahlungskontrolle und Programm zur Charakterisierung der radioaktiven Emissionen in der Umgebung

5.3.4.1. Untersuchung der Strahlungsbelastung der belebten Welt in der Umgebung des AKW

Im Rahmen des Programms zur Charakterisierung der AKW-Betriebsstätte kam es zur Untersuchung der wahrscheinlich sensiblen Arten und der Ernährungskette im Wasser sowie zur regelmäßigen Messung einiger ausgewählter Arten zu Land. Als Teil der Aufgabe wurde in der engeren Umgebung des Kraftwerks 2002 der Lebensraum der untersuchten Arten eingegrenzt und die Ort zur Entnahme der Proben festgelegt. Zum Monitoring wurde 2002 und 2003 mit je einer Probe im Spätherbst und im frühen Frühling die Radionuklidkumulierung der ausgewählten Arten und der Konzentration in der Umgebung festgesetzt.

Bei den Untersuchungen musste in Betracht gezogen werden, dass sowohl im Wasser als auch zu Land Arten ausgewählt werden, die in der Vegetationsperiode öfter für Probenentnahmen dienlich sein können. Für die Tritiumuntersuchungen mussten die Pflanzenproben "saftkonzentriert" sein, da für die Untersuchungen ungefähr 20-30 ml notwendig sind. Die schnelle Herausbildung des Tritiumgleichgewichts und deren Veränderung zur Charakterisierung sowohl der Proben aus dem Wasser und vom Land mussten parallel auch Wasserentnahmen durchgeführt werden.

Zur Probenentnahme bei den ausgewählten Arten zu Land kam es im Gebiet südlich des Kraftwerks. Bei folgenden Arten (Pflanzenproben) kam es zur Sammlung von je zwei Kilogramm Proben:

- Seidenpflanze (*Asclepias syriaca*),
- Goldraute (*Solidago gigantea*),
- Waldtanne (*Pinus sylvestris*).

Zur Probenentnahme bei den ausgewählten Arten in der Ernährungskette im Wasser kam es unterhalb des Warmwasserkanals in der Donau bei folgenden Arten:

- Wels (*Silurus glanis*),
- Weißfisch (*Abramis brama*),
- Jászér Weißfisch (*Leuciscus idus*),
- Quappe (*Lota lota*),
- Amurmuschel (*Sinanodonta woodiana*),
- Seemuschel (*Anodonta anatina*),
- lebendgeborene Schnecke (*Viviparus acerosus*),
- Hechtbarsch (*Miriophyllum sp.*),
- Bitterklee (*Polygonum amphybium*),
- Alge (*Spirogyra sp.*).

Die Örtlichkeiten der Probenentnahmen für das Monitoring zeigt Abbildung 5.3.3.. Bei den Proben vom Land wurden bei der Seidenpflanze, bei jenen im Wasser bei den Muscheln, Wasserschnecken und beim Wels, dem Weißfisch und der Quappe (da beide Fischarten Raubfische sind und ihre Ernährungsgewohnheiten ähnlich) auch Tritiumuntersuchungen außer den anderen Isotopenuntersuchungen durchgeführt, neben den parallelen Untersuchungen der Wasserproben. Die Messergebnisse des Tritiumgehalts sind unter Tabelle 5.3.16. angeführt.

Abbildung 5.3.3. Untersuchten Lebensräume in der Umgebung des Kraftwerks

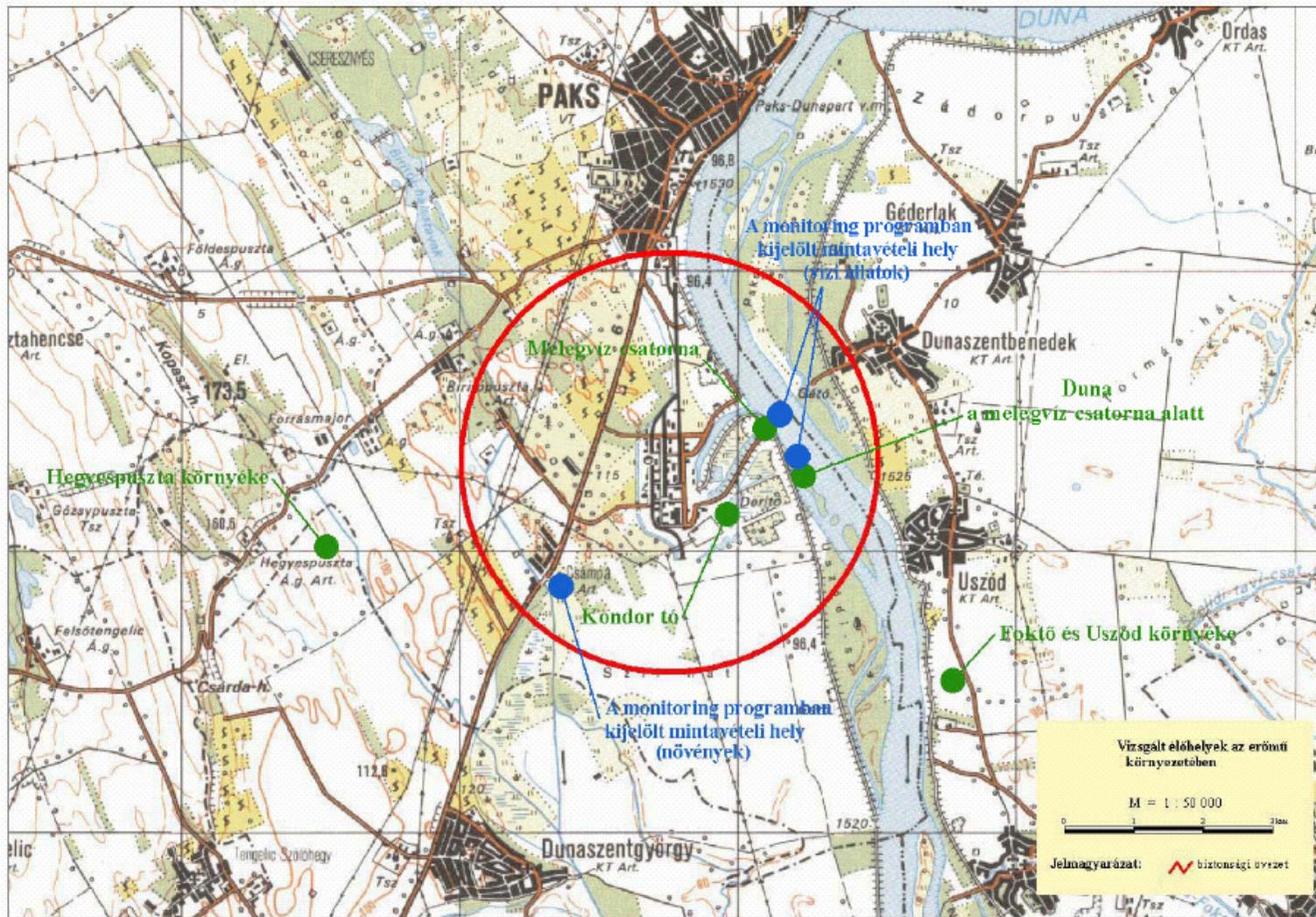


Tabelle 5.3.16.: Tritiumuntersuchungsergebnisse

(Bq/kg Rohmasse, Bq/kg rohes Fisch/Muschelfleisch oder Bq/l Einheit)

Probenname	Zeit der Probenahme	Wert	Fehler %
Probentnahme Frühling 2002			
Seidenpflanze			
Schnecke			
Wels			
Weißfisch			
Wasser			
Wasser			
Probentnahme Herbst 2002			
Seidenpflanze			
Schnecke			
Wels			
Weißfisch			
Wasser			
Wasser			
Probentnahme Frühling 2003			
Seidenpflanze			
Muschel			
Schnecke			
Schnecke			
Muschel			
Weißfisch			
Qualle			
Weißfisch			
Wasser			
Wasser			

Minta megnevezése	Mintavétel ideje	³ H	
		érték Bq/kg	hiba % ^{***}
2002 tavaszi mintavétel			
selyemkóró	06. 11.	3,1	32
kagyló	06. 13.	2,8	53
csiga	06. 13.	2,3	87
harsa	06. 19.	1,75	99*
keszeg	06. 19.	1,73	99*
víz**	06. 13.	1,57	28
víz**	06. 13.	1,51	25
2002 őszi mintavétel			
selyemkóró	10. 28.	2,5	14
csiga	10. 28.	6,4	34
kagyló	10. 28.	6,6	49
kagyló	10. 28.	10,4	31
víz**	11. 28.	2,1	19
víz**	11. 28.	3,2	15
keszeg	11. 28.	6,4	43
2003 tavaszi mintavétel			
selyemkóró	05. 06.	17,34	21
kagyló	05. 06.	< 2,06	-
csiga	05. 05.	< 1,2	-
csiga	05. 05.	5,19	41
kagyló	05. 05.	< 2,41	-
jászkeszeg	05. 09.	4,87	55
menyhal	05. 09.	5,08	54
jászkeszeg	05. 09.	5,94	44
menyhal	05. 09.	4,34	71
víz**	05. 05.	2,26	14
víz**	05. 05.	2,99	14
2003 őszi mintavétel			
selyemkóró	09. 29.	5,4	44
kagyló	10. 07.	3,5	65
csiga	10. 07.	3,4	57
kagyló	10. 07.	3,2	68
jászkeszeg	10. 07.	3,2	55
menyhal	10. 07.	3,4	63
jászkeszeg	10. 07.	2,4	68
menyhal	10. 07.	2,8	72
víz**	10. 07.	2,8	12
víz**	10. 07.	1,6	18

* unterhalb der Ausweisbarkeitsgrenze; ** Bq/l, *** bei großvolumigen Proben große Unsicherheitswerte bei Mittelwertberechnung

Auf den Mustern für das Biosphären-Monitoring wurde nach einer 105⁰C-Trocknung eine Gammaskontaminationmeteruntersuchung im Labor durchgeführt. Grund dafür war, die in den Proben eventuell entweichenden Isotopen (Cs, I) in den Proben zu erhalten. Die Ergebnisse der auf die Rohmasse projizierten gamma-spektrometrischen Untersuchungen sind auf Tabelle 5.3.17. angeführt.

Tabelle 5.3.17. Ergebnisse der gamma-spektrometrischen Untersuchungen

Probenart	Zeit der Entnahme	Gammaskontamination							
		134Cs		137Cs		7Be		40K	
		Wert Bq/kg	Fehler %	Wert Bq/kg	Fehler %	Wert Bq/kg	Fehler %	Wert Bq/kg	Fehler %
Probenentnahme Frühling 2002									
Seidenpflanze	06. 11.	0,24	99**	0,35	23	24	4	706	3
Goldraute	06. 11.	0,76	99**	0,48	21	133	3	773	3
Tanne	06. 11.	0,63	99**	0,74	99**	64	4	162	3
Muschel	06. 13.	0,06	99**	0,12	9	n.a.	-	6	5
Schnecke	06. 13.	0,25	99**	1,00	5	3	12	21	5
Wasseralge	06. 13.	1,03	99**	6,80	4	1	7,5	8	4
Wels	06. 19.	0,12	99**	0,39	6	n.a.	-	52	-
Weißfisch	06. 19.	0,05	99**	0,32	7	n.a.	-	108	3
Wasser*	06. 13.	0,11	99**	0,11	99**	n.a.	-	2	99**
Wasser*	06. 13.	0,11	99**	0,11	99**	n.a.	-	2	99**
Probenentnahme Herbst 2002									
Tanne	10. 28.	0,13	99**	0,32	7	51,0	3	135,2	3
Seidenpflanze	10. 28.	0,23	99**	0,81	7	69,1	3	531,2	3
Goldraute	10. 28.	0,26	99**	0,28	15	203,1	3	679,9	3
Schnecke	10. 28.	2,06	99**	2,2	99**	n.	-	7,1	22
Muschel	10. 28.	0,09	99**	0,15	99**	n.	-	6,1	9
Muschel	10. 28.	0,17	99**	0,09	53	n.	-	13,2	7
Wasser*	11. 28.	0,3	99**	0,32	99**	n.	-	7,8	99**
Wasser*	11. 28.	0,28	99**	0,32	99**	n.	-	7,9	99**
Weißfisch	11. 28.	0,09	99**	0,24	6	n.	-	72,3	1
Probenentnahme Frühling 2003									
Seidenpflanze	05. 06.	< 0,06		3,19	4	3,17	4	225	3
Goldraute	05. 06.	< 0,12		0,22	9	8,85	4	484	3
Tanne***	05. 06.	< 0,12		0,23	9	15,67	3	87	3
Muschel***	05. 05.	< 0,13		0,12	15	< 1,4	-	10	5
Schnecke	05. 05.	< 0,29		0,78	7	< 3,1	-	22	5
Schnecke	05. 05.	< 1,50		0,62	23	< 16,3	-	53	11
Muschel***	05. 05.	< 0,19		0,13	10	< 1,2	-	7	6
Wasser*	05. 05.	< 0,15		< 0,14	-	n.a.	-	< 2,51	-
Jászér Weißfisch	05. 05.	< 0,14		< 0,16	-	n.a.	-	0,99	42
Quappe	05. 09.	< 0,11		0,26	8	< 1,6	-	84	3
Jászér W-fisch	05. 09.	< 0,06		0,30	4	< 0,7	-	68	3
Quappe	05. 09.	< 0,06		0,27	4	< 0,9	-	99	3
Probenentnahme Herbst 2003									
Seidenpflanze	05. 06.	0,06		3,19	4	3,17	4	225	3
Goldraute	05. 06.	0,12		0,22	9	8,85	4	484	3

Tanne	05. 06.	0,12		0,23	9	15,67	3	87	3
Muschel	05. 05.	0,13		0,12	15	< 1,4		10	5
Muschel	05. 05.	0,29		0,78	7	<3,1		22	5
Schnecke	05. 05.	1,50		0,62	23	< 16,3		53	11
Wasser*	05. 05.	0,19		0,13	10	< 1,2		7	6
Wasser*	05. 05.	0,15		0,14	-	n.a.		< 2,51	-
Jászér Weißfisch	05. 05.	0,14		0,16	-	n.a.		0,99	42
Quappe	05. 09.	0,11		0,26	8	< 1,6		84	3
Jászér Weiß- fisch	05. 09.	0,06		0,30	4	< 0,7		68	3
Quappe	05. 09.	0,06		0,27	4	< 0,9		99	3

* Bq/l Einheit; ** Unter Ausweisbarkeitsgrenze; *** bei diesen Proben auch ⁵⁴Mn und ⁶⁰Co Kontrollen 54MN Wert 01,4-0,48 Bq/kg; n.a. Keine Angaben

Aufgrund der Tritium-Untersuchungen kann festgehalten werden, dass bei den Proben vom Land mit Ausnahme der Seidenpflanze die Frühlingsproben weniger Tritium enthalten als die aus dem Herbst. Auch bei den Wasserprobenergebnissen enthalten die Frühlingsproben weniger Tritium, allein der Unterschied ist beträchtlich – bei den Muscheln und Schnecken ist der Tritiumgehalt im Herbst fast um das Dreifache, jener beim Weißfisch sogar um das Vierfache höher. Aufgrund der gammapektrometrischen Messungen kann festgestellt werden, dass bei den Proben vom Land der entweichende Radionuklidgehalt bei der Seidenpflanze und bei der Goldraute in den Frühlingsproben nachzuweisen war, während bei den Herbstproben in allen drei Mustern vom Land ¹³⁷Cs mit einer längeren Halbwertszeit nachweisbar war. Im Falle der Goldraute und der Seidenpflanze ist der ⁷Be-Gehalt in den Herbstproben das Drei- bzw. das Zweifache der Proben vom Frühling. Der ⁴⁰K-Gehalt, der in Pflanzen auch natürlicherweise angetroffen werden kann, zeigt in den beiden Proben keinerlei große Abweichungen.

Im Fall der aus der Donau entnommenen Wasserproben waren bezüglich von Radionukliden sowohl in den Herbst- als auch in den Frühlingsproben nur Konzentrationen festzustellen, die unter der Ausweisbarkeitsgrenze liegen. Bei den Muschelproben kann festgestellt werden, dass die Ergebnisse der bei Laufkilometer 1534 entnommenen Proben die Herbst- und Frühlingswerte fast identisch sind – mit Ausnahme der ¹³⁷Cs-Werte die im Herbst höher sind. Die Ergebnisse der Schneckenproben zeigen, dass im Frühling der Radionuklidgehalt weit geringer ist als in den Proben vom Herbst, bei denen der ¹³⁴Cs-Wert am herausragendsten ist, also ungefähr achtmal so hoch ist.

Die Werte bezüglich der Schlammkonzentration im Zuge des Monitoring fallen praktisch in die Größenordnung jener Werte, die die Umweltkontrollsysteme in der nächsten und weiteren Umgebung angeben.

Zur Bestätigung der Folgerungen der Probeentnahmen bzw. zu deren Ergänzung wurden die Ergebnisse mit den vom "Calculator modell" des "Biota Dose Assessment Committee"s (BDAC) des US-Energieministeriums ("U.S. Department of Energy") generierten Ergebnissen verglichen. Das Modell baut auf die gültigen Dosisbeschränkungen einzelner Arten auf, und zieht auch die Lebensverhältnisse und Charakteristika in Betracht:

- Wasserlebewesen: Die aufgenommene Dosis darf bei Lebewesen im Wasser nicht den Wert von 10 mGy/Tag überschreiten,
- Gewächse zu Land: Die aufgenommene Dosis darf bei Gewächsen zu Land nicht den Wert von 10 mGy/Tag überschreiten,
- Tiere zu Land: Die aufgenommene Dosis darf bei Tieren am Land nicht den Wert von 1 mGy/Tag überschreiten,

Der RAD-BCG ist ein dreistufiges, immer detaillierter werdendes, aber auch mehr und mehr Daten forderndes Verfahren, dessen erste Phase die allgemeine Bewertung ist: Im späteren Verlauf schaltet es auf eine immer detaillierter Analysen benötigende, biosphärenspezifische, auch die Veränderung mehrerer Daten ermöglichende Phase um.

Unter Verwendung der Ergebnisse der Forschungen bezüglich der Biosphäre im Umkreis des AKW Paks und im Vergleich zu den einzelnen im Umkreis befindlichen Stellen zur Entnahme von Proben, wurden fünf Bereiche ausgewählt, die für eine Untersuchung der Biosphäre geeignet sind. Diese Biosphären zeigt Abbildung 5.3.3.. Die Kriterien der Auswahl waren jenen ähnlich die bei den mustergültigen Biomonitoring-Untersuchungen zum

Tragen kamen: grundlegender Standpunkt war die relative Nähe des Kraftwerks bzw. der Emissionsstellen, das Bestehen von Raumnutzung von Pflanzengruppen und ausreichende Daten, die aus der Umweltkontrolle oder der Datensammlung selbst zur Verfügung stehen.

Die unter diesen Gesichtspunkten ausgewählten untersuchten Gebiete:

- Kondor-See (Wasserumgebung)
- Warmwasserkanal (Fließendes Wasser)
- Donauabschnitt südlich des Warmwasserkanaleinlasses (Flusswasser)
- Landwirtschaftsgebiet zwischen Foktő und Uszód (Land)
- Umgebung von Hegyespuszta (Land)

Für das Modell kamen bezüglich der Radionuklidkonzentrationswerte der Datenbank der in der Nähe der Gebietes seit Jahren operierenden KAHSER und ÜKSER Systeme zum Tragen. Die Bewertung wurde auf der Grundlage der gemessenen und kumulierten Daten der Jahre 1996 bis 2000 durchgeführt.

Im Zuge der allgemeinen Bewertung wurden die beiden unterschiedlichen Umweltgegebenheiten (zu Wasser und am Land) getrennt von einander untersucht. Aufgrund der Ergebnisse haben beide Biosphären den Erfordernissen entsprochen. Danach wurde für beide Typen auch eine Gebietsbewertung durchgeführt, deren Schlussfolgerungen wie folgt zusammengefasst werden können:

Kondor-See

Der drei Hektar große Kondor See befindet sich ca. einen Kilometer südöstlich vom Kraftwerk. Er ist eine ständig geöffnete Wasserfläche, der sich zur Anglerei eignet, an seinem Ufer ist ein schmaler Schilfgürtel zu finden. Vom Kondor-See standen Radionuklidkonzentrationen aus Schlamm und Wasserproben zur Verfügung. Im Lauf der Festsetzung entsprach die Biosphäre den Erfordernissen. Aus dem Ergebnis ist ersichtlich, dass in den erhaltenen Zahlenwerten eine Dominanz natürlicher Komponenten (^{238}U , ^{232}Th) zum Tragen kommt. Daneben ist ^{137}Cs auf zehn Prozent des natürlichen Hintergrundwertes angestiegen, was mit der Wassernutzung und der Nähe des Kraftwerkes erklärt werden kann.

Umgebung des Warmwasserkanals

Die Mündung des Warmwasserkanals befindet sich östlich vom Kraftwerk, in einer Entfernung von ca. 1,5 Kilometer. Per Block handelt es sich um einen 16 Quadratmeter geschlossen, ab dem Zusammenfluss um einen offenen Eisenbetonkanal. Hier standen Daten sowohl aus Schlamm- als auch Wasserproben für Berechnungen zur Verfügung. Im Zuge der Gebietsbestimmung entsprach die Umgebung des Warmwasserkanals den Voraussetzungen. Das Ergebnis ist jenen des Kondor-Sees ähnlich, auch hier ist eine Dominanz der natürlichen Komponenten (^{238}U , ^{232}Th) festzustellen und auch hier kam es zu keiner langfristig wahrnehmbaren Akkumulation in den Sedimenten.

Gebiet südlich des Warmwasserkanals zur Donau

Der unterhalb der Donau gelegene Teil des Warmwasserkanals befindet sich südöstlich vom Kraftwerk, in einer Entfernung von ca. zwei bis vier Kilometer. Er verfügt über eine charakteristische Biosphäre. In diesem Bereich standen Wasser- und Schlammproben gleichermaßen zur Durchführung der Berechnungen zur Verfügung. Im Zuge der Bestimmung entsprach das Gebiet südlich des Warmwasserkanals den Erfordernissen. Das Ergebnis ist jenen des Kondor-Sees ähnlich, auch hier ist eine Dominanz der natürlichen Komponenten (^{238}U , ^{232}Th) festzustellen und auch hier kam es zu keiner langfristig wahrnehmbaren Akkumulation in den Sedimenten.

Landwirtschaftliche Nutzungsgebiete zwischen Foktő und Uszód

Östlich vom Kraftwerk, am Ostufer der Donau, in einer Entfernung von ca. vier bis sechs Kilometer befindet sich ein charakteristisches, landwirtschaftlich genutztes Gebiet. In diesem Bereich wurden die Berechnungen mit den mittels von in Bodenproben gemessenen Radionukliden gerechnet, die aus der HAKSER-Datenbank übernommen wurden. Neben den Ergebnissen bezüglich ^{232}Th und ^{238}U wurden bei einigen Isotopen (^{137}Cs , ^{90}Sr und ^{235}U) auch die Daten von in einer Entfernung von sechs bis zehn Kilometern eingesammelten Proben verwendet. Im Zuge der Gebietsbestimmung entsprach der Bereich zwischen Foktő und Uszód den

Erfordernissen. Das Ergebnis ist jenen in der Umgebung von Wasser ähnlich. Es kam zu keiner wesentlichen Akkumulation im Boden. Die Ergebnisse brachten hier im Vergleich zu den früheren Messungen eine Dominanz an ^{137}Cs , was im allgemeinen auch den Böden entspricht, während für Feuchtbiopte eher eine Dominanz natürlicher U-Serien charakteristisch ist. Das Vorkommen von ^{137}Cs stammt nicht aus den Emissionen des AKW Paks, da den früheren Monitoringergebnissen zufolge, es sich um atmosphärischen Fall-out handelt (aus globalen Emissionen und Emissionen im Rahmen ausländischer Störfälle).

Gegend um Hegyespuszta

Befindet sich in ca. sechs Kilometer Entfernung westlich des Kraftwerkes, größtenteils ein agrarisch genutztes Terrain, mit einigen von Wald bedeckten Flecken. Dieses Gebiet wurde – als Landbiotop – mittels der aus Bodenproben entnommenen Radionuklidkonzentrationen (^{137}Cs , ^{90}Sr) bewertet. Im Zuge der Gebietsbestimmung entsprach die Gegend um Hegyespuszta den Kriterien. Die Ergebnisse der Bewertung von Hegyespuszta weichen nicht von den früheren Gebietsbewertungen ab. Aufgrund der Ergebnisse kann festgehalten werden, dass es nicht zu einer langfristig wahrnehmbaren Akkumulation im Boden gekommen ist.

Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass aufgrund der Ergebnisse der für die Mustergebiete durchgeführten Untersuchungen bei keinem einzigen eine Überschreitung der Dosisbeschränkungen bezüglich der Biota zu erwarten ist bzw. die gegenwärtige Belastung zum Teil auf den Umwelthintergrund zurückgeführt werden kann. Gemäß den Untersuchungsergebnissen laut der vom amerikanischen Energieministerium entwickelten Auswertungsmethode werden die Grenzwerte der kritischen radioaktiven Isotopen bezüglich der am meisten strahlungsempfindlichen Lebewesen nur bis zu einigen Prozent ausgenutzt. Die vom Standort der Bewertung unabhängigen Abstufungen der Bewertungen zeigten einen Ausnutzungsgrad von unter zwanzig Prozent, wobei aber die standort- und gebietsspezifischen Endergebnisse diesen Wert um eine weitere Größenordnung verringerten. In der Dosisbelastung der Biota in der Biosphäre des Wassers war die Dominanz der Zerfallsreihe des natürlichen Urans maßgeblich, bei den Pflanzen und Tieren am Land ^{137}Cs bestimmend, aber keines der so definierten Isotopen entstammte aus dem AKW Paks. [42]

5.3.4.2. Untersuchung des Tritiumgehalts der Gewässer

Im Rahmen des Programms zur Standortcharakterisierung der Betriebsstätte kam es in mehreren Unterprogrammen zur Messung des Tritiumgehalts. Zwei Unterprogramme beschäftigten sich mit der Untersuchung der Trinkwasserbasis der Donau bzw. entlang der Donau, wie auch der Tritiumgehalt des größten ruhenden Gewässers in der Nähe des Kraftwerkes, des See von Szelid, geprüft wurde. In der Umgebung des Sees kam auch zur Messung des Niederschlags und zur Probeentnahmen, was mit den aus dem See selbst entnommenen Proben für die Charakterisierung der Auswirkung des Kraftwerkes zu verwenden war. Die Untersuchungen wurde noch mit Prüfungen des Tritiumgehalts der unterirdischen Gewässer in der unmittelbaren Umgebung des Kraftwerkes ergänzt.

Untersuchungsergebnisse bezüglich des Tritiumgehalts der Donau

Im Unterprogramm zum Schutz der Trinkwasserbasen entlang der Donau wurden an der Donau acht Monitoring-Abschnitte (Tabelle 5.3.18.) gebildet, bei denen 3. und 5. als je zwei Halbabchnitte zur Verwirklichung kamen.

Tabelle 5.3.18.: Monitoring-Abschnitte

Name des Abschnitts		Laufkilometer
Abschnitt 1	Paks Kaltwasser	1527,1
Abschnitt 2	Paks Warmwasser	1526,0
Abschnitt 3B(links)	Kalocsa-Baráka	1521,7
Abschnitt 3J(rechts)	Zsidó-zátony	1520,0
Abschnitt 4	Gerjen	1512,0
Abschnitt 5A	Sió-Nord	1497,6
Abschnitt 5B	Sió-Süd	1496,0
Abschnitt 6	Wasserwerk Baja	1481,5

Abschnitt 7	Mohács-Nord	1459,0
Abschnitt 8	Mohács-Süd	1452,4

In den acht Untersuchungsabschnitten (horizontale und vertikale Flussbettsonden) kam es – neben den laufenden Gerätemessungen an örtlichen und anderen festgesetzten Stellen – mit viertel- bzw. halbjährlicher Regelmäßigkeit zu Wasserprobenentnahmen und Laboruntersuchungen. Neben der wasserchemischen, toxikologischen, mikroskopisch-biologischen und bakteriologischen Untersuchungen kam es auch zu einer Untersuchung des Tritiumgehalts. Im Rahmen der Untersuchung wurde aufgrund der entnommenen Wasserproben zwischen Dezember 2001 und Oktober 2004 auch Labormessungen durchgeführt, deren Ergebnisse Tabelle 5.3.19. wiedergibt. Bei den aus Abschnitt 7 und 8 entnommenen Proben wurde wegen der größeren Entfernung zum Kraftwerk keine Tritiumuntersuchung durchgeführt.

Tabelle 5.3.19.: Ergebnis der Tritiumuntersuchungen im Rahmen des Monitoring

Abschnitt	Zahl der Messungen	Tritium (Bq/l)
1	12	1,50 – 2,08
2	20	1,60 – 10,56
3B	19	1,65 – 3,09
3J	10	0,13 – 3,08
4	9	0,1 – 2,56
5A	7	0,66 – 5,49
5B	6	1,22 – 2,16
6	15	0,53 – 3,02

Anmerkung: Tritiummessung nach Anreicherung MSZ 19387:1987, Fehlerquote bei der Tritiummessung 8-10 Prozent (mit einer 95,5prozentigen Wahrscheinlichkeit)

Aufgrund der Tritiumuntersuchungen zwischen 2002 und 2004 kann festgestellt werden, dass die aus den horizontalen Flussbettsonden entnommenen Werte der Tritiumkonzentration im Wasser niedriger sind als die Tritiumwerte der Donau. Die bei den vertikalen Sonden wahrgenommenen saisonalen Schwankungen entsprechen in direkter Proportionalität der Veränderung der Tritiumkonzentration der Donau und der Druckwellen. Im Falle der vertikalen Flussbettsonden ist der Tritiumgehalt der tiefer filtrierte Schichten geringer als in den höheren Sandschichten, aber auf Wirkung der operierenden Wasserbasen gleicht sich dies zum Teil aus. Im Fall des vom Wasserwerk unveränderten Strömungsbildes ist der Tritiumgehalt der beobachteten Brunnen des Hintergrundwassers auf jeden Fall geringer.

Die Unterschiede im Tritiumgehalt zwischen den einzelnen Uferabschnitten erklären die im Charakter des Uferabschnittes liegenden Unterschiede, die Lage des Warmwasserschweifes, die Hauptströmungsrichtung der Donau sowie die hydraulische Verbindung zum Hintergrundwasser.

Als Einzelfall gilt der in Abschnitt 2 zweimal gemessene herausragende Wert. Abschnitt zwei ist ein ganz charakteristischer Hochwasserabschnitt. Die unter dem Abschnitt errichteten zwei Strombrecher sollen den Abfluss des im Überschwemmungsgebiet angesammelten Wassers nach einem Hochwasser verzögern. Das vom Warmwasserkanal emittierte wärmere Wasser mit einem höheren Tritiumgehalt sickert hier in das Überschwemmungsgebiet ein und sickert nach Abfluss des Hochwassers über die Sandoberfläche in den Fluss der Donau ein.

Im Unterprogramm zur Untersuchung der Wasserqualität der Donau zwischen 2001 und 2003 wurde die Ermessung des Zustands der Donau und dessen Veränderungen im Bereich des Atomkraftwerks durchgeführt. Im Zuge der Ermessung des ökologischen Zustandes kam es auch zu einer Analyse der radiochemischen Untersuchungen im Wasser und in den Sedimenten. Zur Ermessung des Zustandes kam es 2001 einmal, 2002 dreimal und 2003 schließlich viermal, bei den folgenden – aber immer denselben – Probeentnahmestellen:

- Paks Fährre,
- Warmwasserkanal rechtes Ufer,
- Paks, Strombrecher rechtes Ufer,
- Uszód, linkes Ufer,

- Uszód, Strömungsbett,
- Uszód, rechtes Ufer,
- Gerjen, Strömungsbett.

Die an oben erwähnten Stellen entnommenen Wasserproben hatten einen Tritiumgehalt von 1,44 – 3,27 Bq/l-Wert.

Laut den Ergebnissen der Untersuchungen kam es im Donauabschnitt unterhalb der Donau zwischen 2001 und 2003 zu keiner ausweisbaren Tritiumaktivitätssteigerung im Vergleich zu den früheren Zeitperioden. Im Untersuchungszeitraum war die Aktivität in zwei Fällen beim großen Strombrecher und am rechten Ufer bei Uszód größer als das der Probe, was wahrscheinlich eine kurzfristige Emission gewesen war, da im Wasser des Warmwasserkanals zum selben Zeitpunkt keinerlei Aktivitätssteigerung stattfand.

In Gesamtheit kann festgehalten werden, dass zu den untersuchten Zeitpunkten die radioaktiven Emissionen des AKW Paks die Radioaktivität der Wässer der Donau nicht wesentlich beeinflusst hat.

Die "Oberaufsicht für Umwelt-, Natur- und Wasserschutz im unteren Donautal" (ADuKÖFE) führt im Rahmen der ungarisch-kroatischen Grenzwasserkontrollen regelmäßig Tritiummessungen im Wasser der Donau bei Hercegszántó durch – 2001 wurden 16, 2002 10, 2003 und 2004 zwölf Messungen durchgeführt.

Tabelle 5.3.20. Ergebnisse der Tritiummessungen in der Donau

Jahr	Min Bq/l	Max Bq/l	Durchschnitt Bq/l
2001	2,0	3,3	2,7±0,5
2002	1,6	3,5	2,4±0,6
2003	1,4	3,0	2,2±0,6
2004	2,0	4,9	2,5±0,7

Festlegung des Tritiumgehalts der aus dem See Szelid entnommenen Proben und des Niederschlags

Als Teil des Umwelt-Monitoringprogramms gelangte zwischen Juli 2002 und Juni 2004 die Ausbreitung und Kumulierung des aus dem AKW Paks in die Atmosphäre emittierten Tritiums mittels Probeentnahmen zur Feststellung. Der See Szelid und seine Umgebung ist hier als ein so charakteristischer (abflussloser) Wasserkörper zu erachten, bei dem es zweckbringend ist die Anhäufung von in die Atmosphäre emittiertem Tritium und den fall-out durch Niederschlag zu überprüfen. Damit kam es in der Umgebung des Sees zur Messung und Probeentnahme des Niederschlags, die man gemeinsam mit Wasserproben aus dem See sehr gut zur Charakterisierung der Wirkung des Kraftwerkes benutzen konnte.

Das der Niederschlagsmessung dienende genormte Gerät des Systems Hellmann wurde Ende Juni in das von der Kalocsavíz GmbH betriebene und bewachte Wasserwerk von Dunapataj installiert. Die Probensammlung geschah mittels 21 Probeentnahmen nach jedem großen Niederschlag mittels Schöpfung an einer bestimmten Stelle des Sees. Unabhängig vom Niederschlag wurde weiters einmal im Monat eine Probe aus dem See entnommen.

Im Untersuchungszeitraum betrug die gefallene Niederschlagsmenge bis zu 60,5 Millimeter, aus dem Niederschlag wurden mit wöchentlicher Häufigkeit Proben entnommen (insgesamt 97 Proben), deren Tritiumgehalt sich in der Bandbreite von 1,6 – 10 Bq/l bewegten. Im See Szelid kam es zwei bis viermal zu Probeentnahmen. Die Tritiumergebnisse der Proben (insgesamt 64 Proben) bewegten sich grundsätzlich zwischen 1 und 7,1 Bq/l.

Zusammenfassung der Ergebnisse der Tritiumuntersuchungen

Im Bereich des AKW Paks und in seiner Umgebung sind zur Zeit Tritiumkonzentrationen wahrzunehmen, die den natürlichen und globalen anthropogenen Hintergrundwert überschreiten. Tritium kann als kosmogenes Isotop mit einer Umweltkonzentration (Niederschlag, Oberflächengewässer) in der Höhe von 0,1-1 Bq/l

bezeichnet werden. Die Atomwaffenversuche, dann die industriellen Verschmutzungen im Zusammenhang mit den nuklearen Betriebsstoffzyklen haben die Tritiumkonzentration im Niederschlag ansteigen lassen, der gegenwärtige globale Hintergrundwert macht inzwischen 1-3 Bq/l aus. In einem Umkreis von dreißig bis fünfzig Kilometern von nuklearen Einrichtungen wird sogar ein zehnfacher Wert registriert. [43]

Unter den Bedingungen eines Vierblockbetriebes geraten jährlich ca. 20 TBq ^3H in Form von flüssigen Emissionen in die Donau und ca. 5 bis 6 TBq größtenteils gleichmäßig über die Monate verteilt (400-550 GBq) über die Schornsteine in die Atmosphäre. Bei den atmosphärischen Emissionen macht den entscheidenden Anteil (95 Prozent) die HTO-Form aus, was in erster Linie auch den Anteil des Kraftwerks an den Oberflächengewässern ausmacht (die Donau ausgenommen). Die jährlich auftretende Menge bzw. der oben erwähnte Anteil hat sich nur einmal, aus Anlass der schweren Betriebsstörung bei Block 2, radikal verändert, als in der 15./16. Woche 2003 insgesamt 3,4 TBq ^3H in HT-Form gegenüber der üblichen Menge von 10-30 GBq/Monat in die Atmosphäre gelangte – womit das Jahresverhältnis der beiden Fraktionen zueinander sich fast ausglich. Wegen der Reaktionen des Isotopentausches geht das Tritium in der Gegend zu 95 bis 96 Prozent in die Wasser/Feuchtigkeitsphase über. Der von der Quelle emittierte Schweiß nimmt im Gefolge der atmosphärischen Verbreitung entsprechend den untersuchten meteorologischen Merkmalen infolge von Dispersion und Sedimentierung bezüglich der Tritiumkonzentration ab. Im Zuge des Rückgangs der Aktivitätskonzentration des Schweißs steigt die Tritiumkonzentration des Bodens, der Gewächse und der Wasserumwelt aber an. Das aus dem ersten Schweiß an die Oberfläche gelangte bzw. von den Pflanzen aufgenommen Tritium kann erneut in die Atmosphäre gelangen. Die Emission in HTO-Form löst sich leichter in Regentropfen auf und bildet in den Boden gelangt eine Reserve für den Transport des Tritiums (bezüglich der Bodenkomponenten der Biosphäre und dessen Übergang in das Grundwasser) und trägt zur erneuten Emission von HTO bei. Bei der Berechnung der HTO-Konzentration des Niederschlags ist der Unsicherheitsfaktor in der Regel wegen der Unsicherheit und Schwankungen der Niederschlagsintensität höher als dreißig Prozent. Praktische Erfahrungen zeigen, dass die von den Pflanzen aufgenommene HTO-Menge überschätzt wird, da deren Festlegung auf der Annahme beruht, dass der gesamte, in den Blättern befindliche Feuchtigkeitsanteil zum Austausch mit der atmosphärischen Feuchtigkeit geeignet sei.

Zur Charakterisierung der weiteren Auswirkungen der atmosphärischen Emissionen wurde in den Jahren 2002 bis 2004 auch die Tritiumkonzentration von Wasserproben aus dem See Szelid und aus einem Niederschlagsmengenmessgerät überprüft, das in einem Wasserwerk bei Dunapataj installiert wurde. Aufgrund der Ergebnisse kann festgestellt werden, dass die Tritiumkonzentration des Sees Szelid der gemäß den globalen, anthropogenen Hintergrundwerten zu erwartenden entspricht, während in Dunapataj die monatlich im Niederschlag gemessenen Tritiumkonzentrationen in mehreren Fällen diesen Hintergrund überschritten. Ein Vergleich der gemessenen Tritiumkonzentrationen im Niederschlag und die meteorologischen Ausbreitungsdaten zeigen, dass diese bedeutenderen Konzentrationen nicht eindeutig mit der Ausbreitung ersterer Emissionen in Verbindung zu setzen sind. Ein Vergleich mit internationalen Erfahrungen zeigt, dass solche Phänomene auch anderswo vorkommen. Tritium kann sich – aufgrund seiner Merkmale – in den einzelnen Umweltelementen (Bodenfeuchtigkeit, Pflanzen, ober- und unterirdische Gewässer) auch von selbst kumulieren oder abbauen, womit sein Umweltverhalten nur mittels hydrogeologischer oder atmosphärischer Modelle beschreibbar ist. Für eine Prognose der Tritiumausbreitung müssten sehr viel mehr meteorologische Monitoringstationen und Tritiumprobeentnahmestellen betrieben werden, was aber die vernachlässigenswerte gesundheitliche Strahlenwirkung der gegenwärtigen Aktivitätskonzentration nicht begründet.

5.3.5. Auswirkungen der Leistungssteigerung auf die radioaktiven Emissionen des Kraftwerks

Die AKW Paks AG hat die Dokumentation in Verbindung für eine prinzipielle Umbaugenehmigung im Interesse einer nominellen Kapazitätssteigerung von acht Prozent für die Blöcke 1 bis 4 fertiggestellt, die sie am 7. März 2005 bei der ADv KTVF mit der Bitte um Stellungnahme der Behörde eingereicht hat. Die ADv KTVF stellte mit Nummer K5K3790/04 ihre Stellungnahme aus. Die Vorschriften der fachbehördlichen Genehmigung enthalten zu erfüllende Bedingungen bezüglich der Umbaudokumentation. Unter diesen Vorschriften steht auch, dass eventuelle Steigerung der Emissionen im Normalbetrieb in Gefolge der Leistungssteigerung zu evaluieren sind.

Für den prinzipiellen Umbauantrag erteilte die "Institut für nukleare Sicherheit" beim "Landesamt für Atomenergie" (NBI OAH) unter Nummer NBI RE-4138 die Genehmigung. Punkt 8 im des Beschlussteils enthält die weiter oben zitierte Vorschrift der ADv KTVF ("Oberaufsicht für Umwelt-, Natur- und Wasserschutz im unteren Donautal"), die Punkt II.5. des Beschlusses entspricht, mit dem die Vorbereitungsphase bezüglich der Vorstudie zur Umweltverträglichkeitsprüfung seitens der ADv KTVF unter Aktenzahl K5K3742/05 abgeschlossen wurde.

Zur Erfüllung dieser Vorschrift ließ die AKW Paks AG im Laufe des Jahres 2005 vom "Forschungsinstitut für Atomenergie" der KFKI ("Zentrales Physikalisches Forschungsinstitut") die Auswirkungen der Leistungssteigerung des Kraftwerkes auf die radioaktiven Emissionen untersuchen. Die Dokumentation "Auswirkungen der Leistungssteigerung auf die radioaktiven Emissionen des AKW Paks Nr. AEKI-IG-2005-746-00/01" enthält die Ergebnisse der Berechnungen, die Benennung der verwendeten Berechnungsmethode und der Programme sowie die Ergebnisse [51].

Das nuklearsicherheitliche Zulassungsverfahren zur Leistungssteigerung läuft nun parallel zur gegenständlichen Umweltverträglichkeitsprüfung, und am 31. Jänner 2006 wurde der Umbauantrag für Block 4 zur Leistungssteigerung bei der OAH NBI eingereicht, dessen Beilage Nummer 33 die oben erwähnte Analyse bildet. In gegenständlicher Studie wird eine Zusammenfassung der Schlussfolgerungen dieser Berechnungen gegeben:

Auch infolge der Leistungssteigerung wird das Kraftwerk im Normalbetrieb mit seinen radioaktiven Emissionen weit innerhalb der Grenzwerte bleiben, eine tatsächliche Veränderung ist nicht prognostizierbar. Die Wahrscheinlichkeit einer Beschädigung des Containments im Normalbetrieb wird von einer Leistungssteigerung nicht betroffen. Die produktionsbedingten Unsicherheiten (z. B. Qualitätsgarantie der Stababdeckungen) sind zufällige, aber nicht durch die Leistungssteigerung bedingte Schäden an der Abdeckung niemals ausgeschlossen – eine eventuelle Erhöhung der Emission kann also nur auf der Grundlage fundierter Evidenzen einer Leistungssteigerung zugeschrieben werden.

Die Frage der Emissionen bei einem Störfall haben die Analysen der Störfälle in vollem Ausmaß im Griff, in dieser Hinsicht kam es zu keinerlei Einwänden.

5.3.6. Störfall in Block 2 und die Folgen

Ursachen für das Eintreten des Störfalls

Am 10. April 2003 führten die Fachleute der französisch-deutschen Firma FRAMATOME ANP in Schacht 1 des Blocks 2 Arbeiten an dreißig frisch in die Reinigungsbehälter eingelassenen, ausgebrannten Brennstoffkassetten durch, die von dieser Firma produziert und geliefert worden waren, die der Reinigung der Kassetten von Magnetitablagerungen dienten. Nach Beendigung der Reinigungsarbeiten wurden alle dreißig Kassetten infolge einer Insuffizienz der Kühlung schwer beschädigt, und über das Wasser des Schachtes gelangte eine große Menge an radioaktivem Material – in erster Linie radioaktive Edelgase, elementare, organische und aerosolförmige Jodisotopen, aber auch anderes Spaltmaterial – in die Reaktorhalle und von dort über die Belüftungsanlage in die Atmosphäre.

Gegenwärtiger Zustand des Schachtes 1 von Block 2

Der infolge des Störfalls entstandene Zustand kann weder als ein üblicher noch als ein in den Plänen vorgesehener Störfall bezeichnet werden. Der Zustand kann wie folgt charakterisiert werden:

- Hermetischer Abschluss und geometrische Ordnung eines beträchtlichen Teils der im Reinigungsbehälter befindlichen Brennstoffe wurden gestört, weshalb mit einer individuellen Maßnahme der subkritische Zustand, die Kühlung und die Vermeidung von Emission von radioaktiven Stoffen gesichert werden musste. Wegen der Beschädigung war die Konfiguration des gegebenen Brennstoffes inhärent nicht mehr gegen eine Borverdünnung geschützt, die bei unbeschädigten Kassetten im Reinigungsbehälter aufrecht geblieben wäre.
- Aus den beschädigten Brennstoffelementen gerieten radioaktive Stoffe und Spaltprodukte laufend in die Kühlumgebung. Dies steigerte die Menge an radioaktivem Abfall und erschwerte die Behandlungs- und Aufarbeitungsprozesse.
- Schacht 1 kann betriebsmäßig nicht genutzt werden, da die beschädigte Brennelemente und der Reinigungsbehälter in diesem zu finden sind. Dies behindert den Transport der Brennelemente und die Wartung des Blocks gemäß normaler Technologie.
- Zur Behandlung des entstandenen Zustands erwiesen sich Ausarbeitung und Betrieb provisorischer Systeme als notwendig. Diese Systeme sichern die laufende Kühlung, den subkritischen Zustand, die Erhaltung der entsprechenden Wasserqualität, die Trennung der Luft vom Reaktorraum, die technische Beobachtung des Schachtzustands und die Erhaltung der grundlegenden Sicherheitsfunktionen bei einem eventuellen Störfall.

Konzept zur Entfernung der beschädigten Brennstäbe

Grundtechnologie der Entfernung ist es, die einzelnen Stücke der im Reinigungsbehälter befindlichen, beschädigten Kassetten über den Reinigungsbehältern über die Öffnungen der einer sicheren und schnellen Bergung dienenden Hebeplattform auf eine Arbeitsplattform, die in Schacht 1 eingelassen wurde und die über einen Strahlenschutzgürtel verfügt, mittels Kränen, händischen Manipulatoren und anderen Werkzeugen zu sammeln, aus dem Reinigungsbehälter zu heben und in die in Schacht 1 befindlichen Mappen und Behälter zu platzieren, die sich in den Öffnungen des Schutzbereichs befinden, der auch als Raumtrenner fungiert.

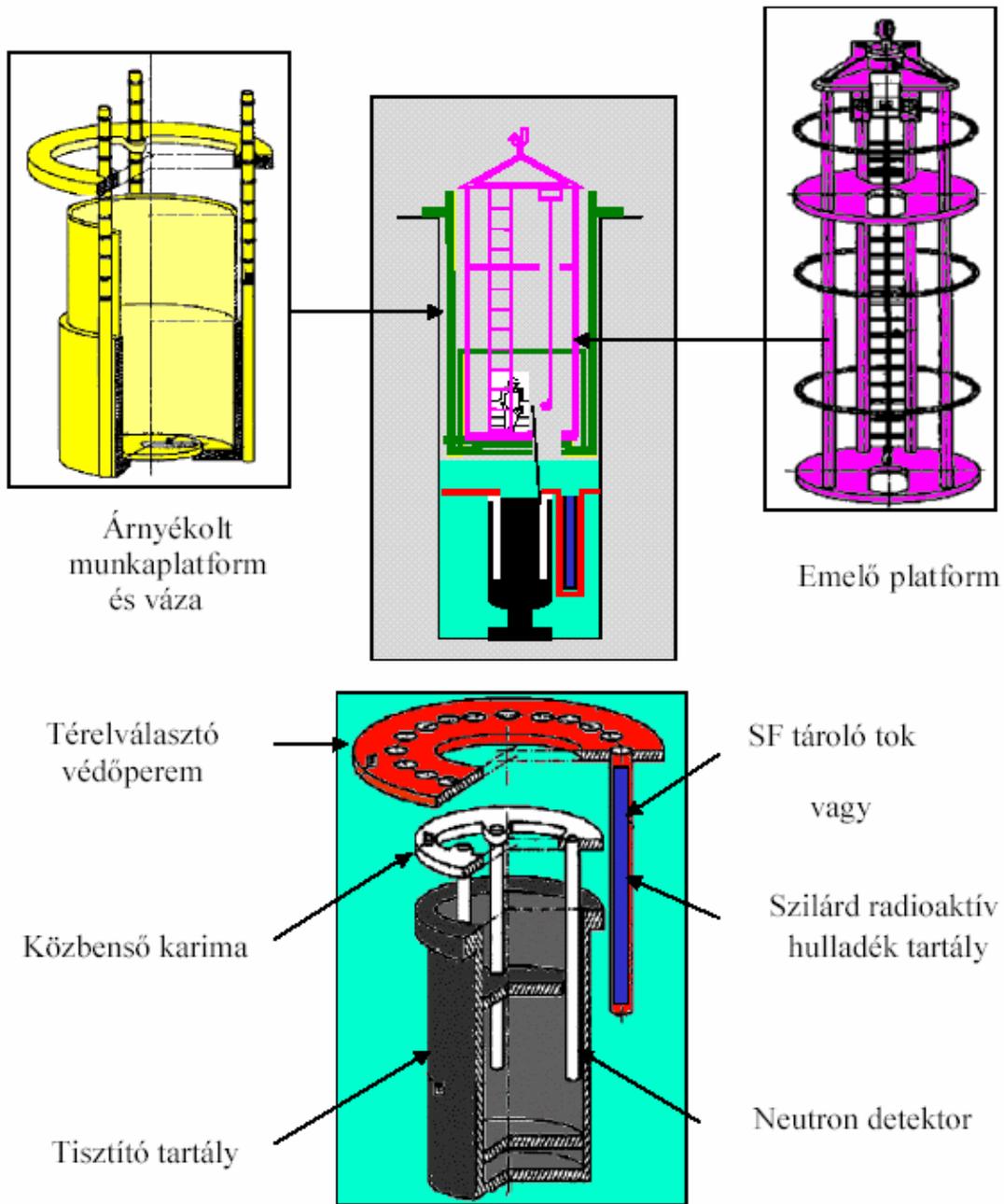
Diese Mappen werden im Zuge der Arbeit in das Ruhebecken von Block 2 überstellt, wo sie mindestens fünf Jahre gelagert werden. Diese Zeit reicht aus, dass eine mittel- und langfristige Lösung entwickelt wird, die beschädigten Brennelemente zu behandeln.

Die hochaktiven radioaktiven Abfälle in den Behältern werden nach ihrer Überstellung in das Ruhebecken von Block 2 in die Deponie für hochaktives Material gebracht. Eine schematische Darstellung der Hauptelemente der Technologie zeigt Abbildung 5.3.4.

Gegenwärtiger Zustand der Tätigkeit zur Entfernung der beschädigten Brennelemente

Zur Zeit ist die Planung und die Zulassung der technischen Vorbereitungen zur Entfernung der beschädigten Brennelemente im Lauf. Im Zusammenhang damit werden die autonomen Kühlkreise und die Belüftungssysteme des Schachtes Nummer 1 umgebaut. Die Übernahme der Haupteinrichtungen zur Entfernung wurden vom Hersteller übernommen und werden zur Zeit gerade nach Ungarn geliefert. Die Werkzeuge wurden fertiggestellt und haben die Importgenehmigung bereits erhalten. Die Dokumentation für die Importgenehmigung der Mappen wurde fertiggestellt.

Abbildung 53.4. Schematische Darstellung der Haupttechnologien zur Bergung



"Beschattete" Arbeitsplattform, Struktur	Hebeplattform
Raumtrennende Schutzstulpe	Mappe zur Lagerung des beschädigten Brennelements - oder
Zwischenbord	Abfallbehälter für festen radioaktiven Abfall
Reinigungsbehälter	Neutronendetektor

Bezüglich der Technologie zur Entfernung hat das OAH NBI unter Nummer RE-4056 die prinzipielle Genehmigung erteilt. Aufgrund der Basisdokumentation der Zulassung befindet sich die Erstellung der Durchführungsdokumentation in Arbeit sowie die Zusammenstellung des Antrages im Rahmen des Zulassungsverfahrens für den Beginn der Bergungsarbeiten.

Abfallmaßnahmen

Flüssiger Abfall

Die während der Vorbereitungen zur Bergung der Brennelemente sowie bei der Bergung selbst anfallenden flüssigen radioaktiven Abfälle, darunter die borsäurehaltigen Abwässer fallen im Rahmen der geplanten Betriebstätigkeit an.

Die Technologie zur Behandlung der flüssigen radioaktiven Abfälle entsprechen dem Abfallentsorgungssystem des Atomkraftwerkes. Bei der Ausarbeitung der Technologie der Abfallbehandlung war es das erstrangige Erfordernis, die anfallenden Abfälle von den im Normalbetrieb anfallenden Abfällen zu trennen, weshalb die anfallenden, unterschiedlichen, radioaktiven, flüssigen Abfälle getrennt für eine spätere Entsorgung bzw. eine Wiederverwertung gesammelt werden.

Die Behandlung richtet sich in erster Linie darauf, dass

- die Menge der anfallenden flüssigen radioaktiven Abfälle auf das kleinstmögliche Volumen reduziert werden,
- die entstehenden Abwässer, sofern dies möglich ist, in eine wiederverwertbare Form gebracht werden,
- im späteren der konditionierte radioaktive Abfall mit der entsprechenden Technologie aufgearbeitet den Bedingungen für eine endgültige Lagerung entspricht.

Die bei den Vorbereitungen zur Bergung der beschädigten Brennstäbe sowie im Zuge der Bergungstätigkeiten anfallenden flüssigen radioaktiven Abfälle sind in drei Gruppen einteilbar:

- borsäurehaltige Abwässer,
- gebrauchte chemische Dekontaminationslösungen,
- ausgelaugte Ionenaustauscher und Sorbenten.

Zur Lagerung der anfallenden flüssigen radioaktiven Abfälle ist eine Sicherung der leeren Behälter im Behelfsgebäude Nummer 1 notwendig. Dazu müssen die in der Deponie für flüssigen radioaktiven Abfall des Behelfsgebäudes Nummer 1 befindlichen Verdampfungsreste mithilfe der Technologie einer Rohrbrücke in die Behälter der Erweiterung des neuen Behälterparks gepumpt werden.

Die I. Phase der Erweiterung des Behälterparks bedeutet eine Lagerkapazität von 38.000 m³ gemeinsam mit den Behältern für den Störfall. Wegen der zu erwartenden Menge an anfallendem Abfall ist es zweckbringend, die größtmögliche Zahl an Behältern zu entleeren, damit die Lösungen mit einem hohen TRU-Gehalt während den Manipulationen im Behelfsgebäude die bereits bestehenden Abfälle nicht weiter verschmutzen können.

Im Interesse dessen, dass die anfallende Menge an flüssigem radioaktivem Abfall so gering als möglich bleibt, muss das aus den Entleerungen des Wassers aus Schacht 1 stammende Abwasser zur – technologisch auch erforderlichen – Reinigung der Werkzeuge und der Wiederanfüllung des Schachtes verwendet werden. Dies kann mittels Reinigung der aus Schacht 1 abgeleiteten Lösung und deren Zurückleitung gelöst werden.

Die borsäurehaltigen Abwässer werden, über Wasserkläranlage 4 vorfiltriert, gesammelt.

Die chemischen Dekontaminationslösungen fallen in den Dekontaminationswannen des Kraftwerkes an. Die Dekontaminationslösungen enthalten Chemikalien, dessen Großteil einen Komplex mit den Metallen an der Oberfläche bildet. Die Metallkomplexe sind sehr stabile Verbindungen, sind mit Ionenaustauscharzen nicht bzw. nur sehr schwer zu behandeln, zu reinigen. Im Interesse einer weiteren Behandlung ist es zweckbringend, diese Lösungen getrennt zu sammeln, während ihre Behandlung grundsätzlich mit einer bereits bestehenden Technologie erfolgt. Die der Entleerung aller Dekontaminationswannen dienenden Rohrleitungen müssen im Zuge der Vorbereitung der Bergung mit dem Sammelbecken in Behelfsgebäude Nummer 1 verbunden werden.

Die im Filter der Wasserkläranlage Nummer 4 befindlichen Ionenaustauscharze werden nicht regeneriert, sondern im Falle der Ermüdung ausgetauscht. Damit ist eine beträchtliche Menge an Abfallwasser einsparbar. Die abgenutzten Ionenaustauscharze werden auf betrieblichem Weg unter Verwendung der Rohrleitungen hydraulisch in die Sammelbehälter überstellt.

Im Falle der ermüdeten speziellen Sorbenten (NURES-Filter) können die Sorbenten ähnlich der Geometrie der Zäsiumfilterpatronen bei der Technologie zur Aufarbeitung flüssiger Abfälle platziert werden. Diese können auf dieselbe Weise wie bei den Cs-selektiven Filterpatronen angewandt transportiert bzw. gelagert werden. Die selektiven Sorbenten sind in Container zu lagern, die jenen Containern vergleichbar sind, die der Lagerung der Cs-selektiven Filterpatronen dienen und entsprechend der Größe der Patronen ausgeführt sind.

Die borsäurehaltigen Lösungen können von den kolloiden Verschmutzungen mittels Ultrafilter gesäubert werden. Ein beträchtlicher Anteil der Korrosionsprodukte gerät in das Ultrafilterkonzentrat, das sich mit dem im Abfallbehälter befindlichen Harz und dem Transportwasser vermischt.

In den Wasserkläranlagen werden Harze auch mit mechanischen Filteraufgaben verwendet, die einen Teil der Korrosionsprodukte herausfiltern. Deshalb befinden sich im Behälter auch durch Harze gebundene und festgewordene Korrosionsprodukte.

Der Harz wird mittels Zementierung fest gemacht. Die Lösungsmerkmale des zementierten Endprodukts wird von den im Wasser gut löslichen radioaktiven Isotopen bestimmt. Die mit dem Ultrafilterkonzentrat in den Harzbehälter gelangenden Korrosionsprodukte behindern nicht eine spätere Aufarbeitung des Harzes.

Fester Abfall

Die speziellen Behälter, die zur Lagerung und Sammlung der festen radioaktiven Abfälle der beschädigten Brennstoffkassetten verwendet werden, werden ins Ruhebecken gelegt.

Der restliche anfallende feste radioaktive Abfall entspricht der Technologie des gegenwärtigen Abfallentsorgungssystems des Kraftwerks. Bei der Ausarbeitung der Abfallentsorgungstechnologie war es das erstangige Erfordernis, den anfallenden Müll von dem in Normalbetrieb anfallenden trennen zu können. Die Entsorgung ist grundsätzlich darauf ausgerichtet, dass die die Menge der anfallenden flüssigen radioaktiven Abfälle auf das kleinstmögliche Volumen reduziert werden, und dass im späteren mit der entsprechenden Technologie aufgearbeitet, der konditionierte radioaktive Abfall den Bedingungen für eine endgültige Lagerung entspricht.

Radioaktive Emissionen im Zuge der Wiederherstellung

Im Rahmen der Bergungsarbeiten ist das Absaugen des Luftraums zwischen Arbeitsplattform und Wasseroberfläche laufend gesichert. Der durch die Entlüftung entstehende Luftstrom sichert, dass die durch die Verdunstung des Wassers in die Luft geratenen Aerosole nicht in die Luft des Schachts und der Reaktorhalle geraten können, sondern über die in das System eingebaute Filter über die Schornsteine in die Umwelt entweichen.

Während der Tätigkeit ist die Durchschneidung der Brennstäbe im Sinne der normalen Technologie nicht vorgesehen, aber ist dies nicht mit vollständiger Sicherheit auszuschließen, weshalb im Interesse der Sicherung des Konservativismus der Emissionen auch diese Möglichkeit in Betracht gezogen wurde, Infolge des Durchschneidens der Stäbe gerät der an der Schnittstelle gelegene Betriebsstoff in das Wasser von Schacht 1 bzw. kommt es im Fall des Durchschneidens der gasdichten Stäbe zur Emission von weiteren Edelgasen.

Die ultrakonservative Festlegung der im Zuge der Bergungsarbeiten die Bevölkerung betreffenden Dosissteigerungen wurden wie folgt festgesetzt:

- alle Brennstäbe waren gasdicht und es kommt bei allen Brennstäben der dreißig Kassetten zu einem Durchschneiden der Brennstäbe,
- die Aktivität eines Schnittvolumens eines durchschnittlichen Brennstabes gerät in des Wasser von Schacht 1 und löst sich dort komplett auf,
- die in den Gasspalten kumulierte komplette Menge an Kr-85 emittiert beim Durchschneiden der Brennstäbe,
- fünf Prozent der in den Kassetten befindlichen Kr-85 Menge befindet sich in den Gasspalten,
- die Kr-85-Menge einer Kassette beträgt $3,1 \cdot 10^{13}$ Bq (meistausgebrannte Kassette),
- alle Kassetten sind maximal ausgebrannt,
- Verdunstungsintensität: 15 kg/h.

Nach der nach diesen ultrakonservativen Voraussetzung erfolgten Berechnung beträgt der Wert der Dosissteigerung für die Bevölkerung: $5,58 \cdot 10^{-10}$ Sv = $5,58 \cdot 10^{-4}$ μ Sv, was $6,2 \cdot 10^{-4}$ Prozent der jährlichen Dosisbeschränkung von 90 μ Sv/Jahr ausmacht.

Die aus dem Schacht 1 geborgenen beschädigten Brennelemente kommen in entlüfteten Lagerungsmappen in das Ruhebecken. Ein Teil der aus den Lagerungsmappen in das Wasserbecken entwichenen Aktivität kommt

wegen der Verdunstung des Wassers in die Atmosphäre des Beckens, von wo es vom Belüftungssystem abgesaugt wird und über die Schornsteine in die Umwelt emittiert.

Die Berechnung wurde unter der Voraussetzung angefertigt, dass sich alle Mappen im Ruhebecken befinden. Im Falle des Temperaturanstiegs bei Normalbetriebslagerung beträgt die berechnete Dosissteigerung der Bevölkerung, eine einwöchige Emission ohne Filterung vorausgesetzt, $1,15 \cdot 10^{-10} = 1,15 \cdot 10^{-4} \mu\text{Sv}$, was $1,3 \cdot 10^{-4}$ Prozent der Dosisbeschränkung von $90 \mu\text{Sv}$ ausmacht.

Die Menge an emittierten Isotopen mit den Jahrgrenzwerten vergleichend, ist feststellbar, dass deren Prozentwerte in einen Intervall von 10^{-4} bis 10^{-8} fallen.

Die Werte des Ruhebeckens werden unter ähnlichen Voraussetzungen bei einem Störfall um ca. anderthalbmal bis um das Doppelte größer sein, doch muss angemerkt werden, dass die Annahme einer einwöchigen stationären Emission im Störfall eine ultrakonservative Schätzung ist.

Die Emission von Tritium und Edelgasen macht $3,4 \cdot 10^{-3}$ bzw. $1 \cdot 10^{-3}$ Prozent der Emissionsgrenzwerte aus, der Wert der sich daraus ergebenden Dosismehrbelastung für die Bevölkerung ist vernachlässigenswert gering.

Auswirkungen des Störfalls auf die Betriebszeitverlängerung

Der Störfall und die Tätigkeiten zur Bergung der beschädigten Brennstäbe haben – die ungünstige Berichterstattung ausgenommen – keinerlei Einfluss auf die Betriebszeitverlängerung des AKW Paks. Der Störfall ereignete sich in Schacht 1 von Block 2, was den Reaktor und andere wichtige Einrichtungen nicht betroffen hat. Die Menge und die Aktivität des angefallenen radioaktiven Abfalls ist auf die gesamte Betriebszeit projiziert nicht entscheidend und beeinflusst daher auch nicht das Konzept einer endgültigen Lagerung der Abfälle. Die Wiederherstellung muss auch unabhängig von der Betriebszeit erfolgen.

Maßnahmen zur Vermeidung ähnlicher Störfälle

Das Kraftwerk fasste nach dem Störfall die im Zuge der Untersuchung der IAEA und der WANO formulierten Empfehlungen zusammen, und als Folge der BES (*Abkürzung im Abkürzungsverzeichnis nicht angeführt, wahrscheinlich eine Art interne Kontrolle: "Belső ellenőrzés...", Anm. des Ü.*)-Überprüfungen wurden auch Maßnahmen beschlossen bzw. nahm das Kraftwerk nach dem Störfall die Richtlinien der OAH NBI und auf Grundlage dessen einen Maßnahmenplan an ("Átfogó Intézkedési Terv" – "Umfassender Maßnahmenplan"). Die Umsetzung der in diesem Plan beschlossenen Aufgaben ist geschehen, diese hat die IAEA und das OAH NBI auch entsprechend kontrolliert.

Im weiteren werden jene im Rahmen dieses Plans umgesetzten Maßnahmen aufgezählt, die eindeutig der Vermeidung einer Wiederholung eines solchen Störfalles dienen:

- Es kam zu einer Modifizierung der Ablaufweisungen und Vorgangsrichtlinien bei Umbauten und Entwicklungen, um zu gewährleisten, dass
 - in den einzelnen Phasen einer technischen Planung, zeitgerecht überprüft wird, ob die Sicherheitseinstufung (ABOS) der Sicherheitskategorie des Umbaus auch tatsächlich entspricht,
 - man die Systeme der Sicherheitsfunktionen bei Umbauten und Neubauten von Einrichtungen gemäß ihrem Neuwert im Rahmen der Sicherheitsvorkehrungen beurteilt,
 - das Verhältnis von Umbau und Betriebsprozess analysiert wird,
 - die potenziellen Unfall- und Störfallkonsequenzen und die Maßnahmen zu deren Behebung bewertet werden,
 - die Schulungsansprüche bezüglich des Umbaus zur Bewertung gelangen, um zu sichern, dass das Personal in vollstem Ausmaß geschult und informiert ist.
- Zur Bewertung der Wechselwirkungen, die der Anwendung einer vorübergehend zu nutzenden Technologie im AKW Paks vorausgehen, hat die Betriebsdirektion die Methode der Bewertung dieser Wechselwirkung ausgearbeitet, auf Grund derer die Betriebsleitung der AKW Paks die notwendigen Maßnahmen festlegen kann, auf Grund derer die Verantwortlichkeiten beim Betrieb des AKW zur Geltung kommen können.
- Die Strahlungsschutzabteilung hat die Kapitel des Arbeitsschutzes bezüglich strahlungsgefährdeter Arbeiten überarbeitet und klargestellt, dass die Dokumente zur Durchführung der technologischen Operationen aufgrund des bereits bestehenden Regulierungssystems zur erfolgen hat und die besonders

strahlungsgefährdeten Tätigkeiten im Rahmen eines auch physisch getrennten Programms geregelt werden müssen.

- In einer Vorschrift wurde vorgeschrieben, dass die dokumentierte Fachausbildung von ArbeitnehmerInnen bei Tätigkeiten bzw. bei Personen die technische, planerische und Fachkontrollen durchführen im Rahmen von in- und ausländischen Anhörungen und bei Arbeiten vor Ort bei jeder einzelnen Person kontrolliert werden muss, ob die entsprechenden gesetzlichen Ermächtigungen vorliegen.
- In Arbeit befindet sich die Ausarbeitung jenes aufgabenorientierten, systematischen Ausbildungssystems für das Personal des Sicherheitssystems, dessen Ziel es ist, dass dessen Einführung hilft, die entsprechenden Sicherheitskontrollen durchzuführen, Sicherheitsfragen in aller Tiefe zu diskutieren, die Sicherheitsanalysen und -zustände entsprechend zu bewerten.
 - Der Betrieb hat sich entschlossen, die Methode zur Ermessung der Sicherheitskultur zu überprüfen, eingeschlossen auch die Fixierung der potenziell nötigen Maßnahmen.
 - Mit der Einführung regelmäßiger Bewertungen der Sicherheitsindices auf Leitungsindices wurde begonnen.
 - Die Direktion der AKW Paks AG hat am 5. Februar 2004 den Maßnahmenplan für das Programm zur Entwicklung der Betriebsorganisation der AKW Paks angenommen und eine Ermächtigung erteilt, die entsprechenden Schnellmaßnahmen durchzuführen.
- Im Einklang mit dem Betriebsentwicklungskonzept wurden die Dokumente "Sicherheitspolitik" und "Qualitätspolitik" überprüft.
- Modifiziert wurden die Regelungen in Bezug auf die Betriebsführungsprogramme, so dass in Hinkunft Anfertigungen, Zulassungen von Betriebsführungsprogrammen zur Vermeidung von Störfällen in nicht damit verbundenen Fällen nicht mit einer beschleunigten Vorgangsweise erledigt werden dürfen. Zur Verbesserung der Qualität von Eingaben wurde ein Maßnahmenplan ausgearbeitet und akzeptiert. Als Teil dieses Maßnahmenplans kam es aufgrund der Lehren aus dem Vorfall zu einer Überprüfung der Abwicklung von Eingaben und der Weisung zu deren Abwicklung bzw. der damit verbundenen Vorgangsweise. Die betroffenen modifizierten Richtlinien sichern nun, dass für die Überprüfung von Veränderungen immer ausreichend Zeit zur Verfügung steht und auch unabhängige Fachleute mit entsprechender fachlicher Ausbildung zum Einsatz gelangen.
- Unter Berücksichtigung der internationalen Empfehlungen kam die Anwendung ausländischer Erfahrungen innerhalb des Betriebs zur Bewertung.
- Die Überprüfung der Risikermessung bei betriebsführenden, wartenden, technischen und sicherheitsbezogenen Tätigkeiten bei den einzelnen Direktionen ist erfolgt.
- Überprüft wurde auch, wie man die Bewertung der humanen und organisatorischen Faktoren verbessern können, danach wurden diese Erkenntnisse in einer Durchführungsbestimmung in das Ursachenmodul zur Überprüfung der Leitsystem eingebaut.
- Im Rahmen einer Anhörung wurde die Effizienz des Prozesses zur Rückkopplung der Erfahrungen bei der Betriebsführung aufgrund der Richtlinien der IAEA (IAEA Service Series No. 10, PROSPER Guidelines) überprüft.
- Die einzelnen Direktion ermaßen, mit welchen Kraftwerken, Planungs- und Forschungsinstituten auf welchen Gebieten und in welchen Themen sie regelmäßig Fachtreffen abhalten. Auf Grundlage dieser Ermessung wurde ein Plan beschlossen, um die Aufgaben zur Pflege der bestehenden Beziehungen bzw. zur Aufnahme weiterer zu fixieren. Überprüft wurde auch, in welcher Form eine Fixierung und Veröffentlichung der fachlichen Erfahrungen das Kennenlernen dieser effizienter und besser gestalten könnte.
- Begonnen wurde mit der Ausarbeitung von Markierungen zur Kenntlichmachung von unterschiedlich beschädigten Kassetten und der Einbau dieser in die Bedienungsanleitungen, begonnen wurde weiters mit der Einschulung bezüglich dieser Kennzeichnung im Rahmen der Weiter- und Fortbildung des Personals. Das Schulungsmaterial ist nunmehr Teil des Schrifttums der Ausbildungsprogramme.
- Die Entsprechung der Erfordernisse bezüglich der Behandlung und der Lagerung des nuklearen Betriebsstoffes wurde ebenfalls überprüft.
- Methoden und Vorgangsweisen zur genaueren und schnelleren Bestimmung der Emissionen von Aerosol und Jod wurden in die internen Weisungen eingebaut.

- Festgelegt wurden jene Strahlungsschutzgrundlagen bezüglich der Strahlungsfälle im Störfall bzw. bei einem Unfall sowie die Messungen der damit verbundenen Strahlungsschutzparameter, auf deren Grundlage eine Gefahreneinstufung des gegebenen Vorfalls möglich ist, weiters Strahlungsschutzmaßnahmen – eingeschlossen die Maßnahmen zur Vermeidung eines Unfalls – festgelegt werden können. Im Rahmen des "Rekonstruktionsprojekts des Strahlungsschutzsystems" wurde der neuinstallierte Plan des Projektes für ein Strahlenschutzkontrollsystem um Messungen im Bereich der Strahlenschutzparameter für Störfälle und Unfälle ergänzt, die auf Grundlage der durchgeführten Bewertung notwendig sind, um eine Gefahrenstufe zu definieren und um Strahlungsschutzmaßnahmen einzuleiten.
- Es kam zu einer Modifikation der Prozessweisung und Richtlinien in Bezug auf Umbauten und Entwicklungen, um zu sicherzustellen, dass im Zuge der aus nuklearer und radiologischer Sicht wichtigen Umbauten die Erfordernisse für die Planung zur Vermeidung von Unfällen und der Vorbereitung von entsprechenden Maßnahmen zur Geltung kommen können, bzw. sich die Analyse der Umbauten auch auf die Planung und Vorbereitung von Notfällen erstreckt und der Bewertung der Notfälle im "Allgemeinen Maßnahmenplan für Notfälle" entspricht. Weiters wurde überprüft, ob sich die Bewertung der Notfälle im Atomkraftwerk in vollem Umfang auf Notfälle erstreckt, die potenziell im Zusammenhang mit dem Betriebsstoff stehen und damit in den Themenkreis der Planung zur Vermeidung von Unfällen bzw. zur Vorbereitung dafür gehören.
- Es wurde eine Vorgangsrichtlinie beschlossen, die sichern wird, dass die Ausbildung des Kraftwerkpersonals – eingeschlossen die externen ArbeitnehmerInnen – aus Sicht der nuklearen und radiologischen Sicherheit im Falle bedeutender Umbauten sich auch auf den Bereich der Vermeidung von Störfällen und den Umgang mit ihnen erstrecken wird.
- Es kam zu einer Überprüfung des im Kraftwerk zur Geltung kommenden Einstufungssystems bezüglich von Notfällen.
- Begonnen wurde mit der Überprüfung, ob der "Allgemeine Maßnahmenplan für Notfälle" und die "Zustandorientierte Handlungsweisung" im Einklang miteinander stehen.

(...)

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 Kühlmedien 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 unbedeutenden 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

Die Analyse der Störfälle und Unfälle wird im folgenden aufgrund des "Sicherheitsberichtes in seiner Letztfassung" ("VBJ") des Jahres 2004, dessen Dokumentation bei der OAH NBI eingereicht und gutgeheißen wurde, diskutiert. Ausgangspunkt der Analyse von Störfällen ist der gesteigerte Leistungsnormalbetrieb. Zu einem Störfall kann es infolge unterschiedlicher Normalbetriebsfälle kommen (Betrieb auf Leistung, Abschaltung, abgeschalteter Kühlzustand). Bei der Analyse von Störfällen nach Plan ist der erste Schritt die Festlegung des Initialfalls und des maßgeblichen Betriebszustands. Bei den Analysen wird auf jeden Fall eine konservative Annahme angewandt, eingeschlossen die Vorgangsweisen bei einer einmaligen Beschädigung der Sicherheitssysteme und der Annahmen bezüglich der anderen Systeme. Diese Annahmen beruhen darauf, die Erfüllung welcher Akzeptanzkriterien die Analysen gerade untersuchen. Im folgenden ein Überblick über Erfordernisse bei der Analyse von Störfällen nach den ungarischen ("Nukleare Sicherheitsregeln", NBSZ) und den maßgeblichen ausländischen Richtlinien.

Eine der ersten Schritte bei der Analyse eines Störfalles ist die Festlegung des Kreises der Initialereignisse. Auf der Grundlage von Jahrzehnte alten Lehren bezüglich des Betriebes und der Zulassung von Atomkraftwerken fasst die US Behörde für nukleare Sicherheit ("US NRC") in ihrem Regulatory Guide 1.70 die Liste der Initialereignisse jene anzunehmenden Störfälle bzw. Unfällen gut zusammen, die unter einer gemeinsamen Bewertung von Wahrscheinlichkeit und Folgen bezüglich der Sicherheit eines Kraftwerks und seiner Umgebung am ehesten maßgebend sind. Im Rahmen des GNES Projekts kam es zu einer Analyse der obigen Initialereignisse, wobei die Liste dieser mit jenen erweitert wurde, die spezifisch für anzunehmende Störfälle bei AKWs der Type VVER sind, und die, unter Verwendung der diesbezüglichen Publikation der IAEA, in der bisherigen Liste von Initialereignissen nicht aufgeschienen waren ("unbeabsichtigtes Verschließen des Schiebeschlosses der Hauptabschlussvorrichtung", "unbeabsichtigtes Öffnen des Rück- oder Isolationsventils zwischen Primärkreis und Niederdruckteil", Erweiterung des Spektrums möglicher Rohrbrüche um den Bruch des Verbindungsstücks zwischen Volumenkompensator und Sicherheitsventil, Erweiterung der Transienten ohne Abbruch der Kettenreaktion (ATWS-Fälle) mit unbeabsichtigter Öffnung des Sicherheitsventils des Dampferwicklers, Fälle von Borsäureverdünnung usw.)

Diese Initialfälle wurden im Einklang mit der Praxis der US NRC in Gruppen eingeteilt. Zu den ersten sechs Gruppen gehören jene Initialereignisse, die zum Teil im Zusammenhang mit Kriterien im Zusammenhang mit der Unversehrtheit der Brennstäbe, zum Teil im Zusammenhang mit der Unversehrtheit des Primär- und Sekundärkreises analysiert werden müssen. Innerhalb der Ereignisgruppen kommen in der Regel sowohl normalbetriebliche Transienten (AOO) und postulierte Störfälle (PA) vor.

Seit Beginn des AGNES-Projekts wurde die Liste der Initialereignisse mit dem ausgewählten Initialereignis der Untersuchung eines Kälteschlags des Reaktorbehälters ergänzt – und die Analysen erstrecken sich in bestimmten Fällen auf die Verwendung des hermetischen Raumes, der Emission radioaktiver Stoffe und der Dosisbelastung bzw. die Belastung der inneren Strukturen des Reaktors.

Die zu kontrollierenden Kriterien bei einer Analyse eines Störfalls könnten folgender Art sein:

- Kriterium der Beschädigungen des Containments und der Brennstoffe (FC),
- Druck im Primärkreis (PP),
- Druck im Sekundärkreis (SP),
- Unversehrtheit des Reaktorbehälters (PTS),
- Belastung des hermetischen Raums (CC)
- Radioaktive Emission und Dosisbelastung (RD),
- Belastung der inneren Strukturen des Reaktors (RI).

Aus der Sicht der Umweltbelastung und der Umweltrisiken haben nur die Kriterien bezüglich radioaktiver Emissionen und der Umweltdosisbelastung bei der Analyse von Störfällen eine Bedeutung.

Mit einem Erdbeben als Initialereignis beschäftigen sich die Analysen eines Störfalls in der Regel nicht, da die Kraftwerke für Erdbeben nach Plan ausgerichtet sind. Die Verstärkung des AKW Paks, damit es einem Erdbeben nach Plan standhält, geschah erst im nachhinein, im Rahmen der "Technologischen Umgestaltung für den Fall eines Erdbebens". Im Zuge des Umbaus wurde mithilfe von Störfallanalysen untersucht, ob die Kühlung des Blocks auch unter den gegebenen, ursprünglich nicht geplanten Umständen gesichert ist.

Das Volumen der Analysen und der angewandten Kriterien bezüglich der einzelnen Gruppen an Initialereignissen ist auf den Tabellen 5.5.1. bis 5.5.8. zu überblicken.

Tabelle 5.5.1.: Gruppe 1 der Initialereignisse

Initialereignis Anstieg des Wärmeabzuges auf der Sekundärseite	Type	RG 1.70 IAEA	Kriterium
1.1. Störung des Versorgungswassersystems, was zu einer Senkung der Temperatur des Versorgungswassersystems führt	AOO	15.1.1. 5.1.	FC
1.2. Störung des Versorgungswassersystems, was zu einem Anstieg der Temperatur des Versorgungswassersystems führt	AOO	15.1.2 5.2.,	FC
1.3. Störung oder Fehler der Dampfdruckregulierung, was zu einem erhöhten Dampfumsatz führt	AOO	15.1.2. 5.3.	FC
1.4. Unbeabsichtigtes Öffnen der Sicherheitsventile der Abblasvorrichtung des Dampfentwicklers oder des Bypass Ventils der Turbine	AOO	15.1.4. 5,4,	FC
1.5. Spektrum von Dampfrohrbrüchen voller Durchmesser Bruch des Hauptdampfkollektors ganzer Durchmesser	PA	15.1.5. 5.5.	a) FC b) CC c)PTS d) FC a) FC b) FC

Tabelle 5.5.2.: Gruppe 2 der Initialereignisse

Initialereignis Abfall des Wärmeabzuges auf der Sekundärseite	Type	RG 1.70 IAEA	Kriterium
2.1 Störung oder Fehler der Dampfdruckregulierung, was zu einem Absinken des Dampfumlaufs führt	AOO	15.2.1 6.1.	FC,PP, SP

2.2 Lastabwurf	AOO	15.2.2 6.2.	FC,PP, SP
2.3 Turbinenabstellung	AOO	15.2.3 6.3.	a) FC b) PP
2.4 Unbeabsichtigtes Schließen der Isolierungsventile der Hauptdampfleitung 6-6 6-3 5-5	AOO	15.2.4 6.4.	a) FC b) PP FC, PP,SP d) FC e) PP, SP
2.5 Verlust des Kondensatorvakuums	AOO	15.2.5 6.5.	FC,PP, SP
2.6 Gleichzeitiger Verlust der äußeren Stromzufuhr und der inneren Wechselstromzufuhr	AOO	15.2.6 6.6.	a) FC b) PP, SP
2.7 Verlust der Versorgungswasserzufusses	AOO	15.2.7 6.7.	a) FC b) PP, SP
2.8 Bruch der Versorgungswasserleitungen zwischen Dampfentwickler und Rückventil	PA	15.2.8 6.8	a) FC b) CC

Tabelle 5.5.3.: Gruppe 3 der Initialereignisse

Initialereignis Abfall des Umlaufs des Kühlmittels im Primärkreis	Type	RG 1.70 IAEA	Kriterium
3.1 Ausfall einer oder mehrerer Pumpen des Hauptkreislaufes	AOO	15.3.1 2.4.	FC
3.2 Verklemmung der Pumpen des Hauptkreislaufes	PA	15.3.3 2.2.	a) FC b) PP
3.3 Achsenbruch der Pumpen des Hauptkreislaufes	PA	15.3.4 2.3.	FC
3.4 Störung der natürlichen Zirkulation	AOO	- 2.1.	FC
3.5. Störung der natürlichen Zirkulation	AOO	-	FC

Tabelle 5.5.4: Gruppe 4 der Initialereignisse

Initialereignis reaktive Störfälle und Anomalien der Leistungsverteilung	Type	RG 1.70 IAEA	Kriterium
4.1 Unkontrolliertes Herausziehen des Regulierungsbündels in einem subkritischen oder hochfahrenden Zustand Entfernung aller Regelstäbe bei Umlagerung, Abzug des Betriebsstoffes des Regelstabs bei Umlagerung, unbeabsichtigtes Herausziehen des Regelstabs	AOO	15.4.1 1.1.	FC FC
4.2 Unkontrolliertes Herausziehen des Regulierungsbündels in unterschiedlichen Zuständen	AOO	15.4.2 1.2.	FC, PP
4.3 Fehlerhafter Betrieb des Regulierungsbündels Herausfallen eines Regelstabes bei BTSZ-Operation Herausziehen eines Steuerungsbündels Festhalten in Position oben Festhalten in Position unter	AOO	15.4.3 1.3.	FC FC FC FC
4.4 Fehlerhaftes Wiedereinschalten nichtoperierender Stränge	AOO	15.4.4 1.4.	FC,PP
4.5 Fehlerhaftes Betreiben der Regulierungssystems für Ersatz- und Borwasser, Homogene Verdünnung	AOO	15.4.6 1.6.	FC
4.6 Falsche Positionierung des Brennstabelementbündels	PA	15.4.7 1.7	FC
4.7 Spektrum des Herausfallens des Regulierungsbündels	PA	15.4.8 1.5.	FC, RD

Tabelle 5.5.5.: Gruppe 5 der Initialereignisse

Initialereignis Anstieg der Menge des Reaktorkühlwassers	Type	RG 1.70 IAEA	Kriterium
5.1 Unbeabsichtigter Betrieb des Notkühlsystems (ZÜHR)	AO	15.5.1 4.1.	a) FC, PP b) PTS
5.2. Falsches Betreiben des Zusatz- und	AO	15.5.2	FC, PP

Borwassersystems, was zu einem Anstieg der Menge des Kühlwassers führt, Borsäuregehalt des Kühlmediums aus Wasserkläranlage sinkt auf Zerus		4.2.	
---	--	------	--

Tabelle 5.5.6.: Gruppe 6 der Initialereignisse

Initialereignis Absinken der Menge des Reaktorkühlwassers	Type	RG 1.70 IAEA	Kriterium
6.1 Unbeabsichtigtes Öffnen der Volumenausgleich- oder Abblasventile	PA	15.6.1 3.3.	a) FC, CC RD b) PTS
6.2 Bruch der Rohre im Primärkreis, der außerhalb der Sammelsysteme innerhalb des Containments geschieht, Rohrbruch Ø 13mm	AOO	15.6.2 3.5.	a) FC b) RD
6.3 Rohrbruch des Dampferwicklers (3 Rohre)	PA	15.6.3 3.4.	a) FC b) RD
6.4 Öffnung des Deckels des Dampferwicklers	PA	- 3.4.	a) FC b) SP c) RD d) PTS
6.5 Spektrum aller Störungen durch Rohrbruch Ø 25 mm Entleerungsleitung, 5. Strang Ø 46 mm Rohrbruch bei Einspritzung Wasserkläranlage Ø 73 mm, Leitung von Wasserkläranlage 1 Ø 90 mm Verbindungsrohr zwischen Wasserkläranlage und Sicherheitsventil Ø 90 mm Einspritzung Wasserkläranlage Ø 111 mm, NNY-Notkühlsystemleitung, 5. Strang Ø 233 mm, KNY-Notkühlsystem, Strang 4 Ø 277 mm, Bruch der Leitung für Erhaltung des Drucks Ø 492 mm, Leitungen des Kaltstrangs, einseitiger Ausfluss Ø 492 mm, Leitungen des Warmstrangs, beidseitiger Ausfluss Ø 492 mm, Leitungen des Kaltstrang, beidseitiger Ausfluss	PA	15.6.5 3.1 3.2.	a) FC a) FC a) FC, CC, RD b) PTS a) FC, CC, RD a) FC, CC, RD b) PTS a) FC, CC, RD b) PTS a) FC, CC, RD a) FC, CC, RD b) PTS a) FC, CC, RD b) PTS a) FC, CC, RD b) PTS a) FC, CC, RD b) PTS c) FC
6.6 Ausfluss des Hauptkreislaufes in den intermediären Kreis (Rohrbruch im Kühler)	PA	- -	a) RD b) FZ
6.7. Unbeabsichtigtes Öffnen des Rück- oder Isolierungsventils zwischen Primärkreis und Niederdruckteil	PA	- 3.6.	a) RD b) FZ

Tabelle 5.5.7.: Gruppe 7 der Initialereignisse

Initialereignis Radioaktive Emissionen aus Untersystemen und Komponenten	Type	RG 1.70 IAEA	Kriterium
7.1 Sickerung oder Fehler des Abfallsystems für gasförmige radioaktive Abfälle	PA	15.7.1 7.1.	RD
7.2 Sickerung oder Fehler des Abfallsystems für flüssige radioaktive Abfälle	PA	15.7.2 7.2.	RD
7.3 Postulierte Emission aus dem Flüssigkeitstank	PA	15.7.3 -	RD
7.4 Behandlungsfehler von Brennelementen im Containment und Im	PA	15.7.4	RD

Brennelementelager		8.2.	
7.5 Fallenlassen eines Containers mit ausgebrannten Brennstäben	PA	15.7.5 8.1.	RD
7.6. Ausbleiben der Kühlung eines Ruhebeckens	PA	- -	FC, RD

Tabelle 5.5.8.: Gruppe 8 der Initialereignisse

Initialereignis ATWS Ereignisse	Type	RG 1.70 IAEA	Kriterium
8.1 Unkontrollierter Rückzug eines Regulierungsbündels	PA	15.8.1 9.1.	FC, PP, SP
8.2 Verlust des Einlasswassers	PA	15.8.2 9.2.	FC, PP, SP
8.3 Verlust der äußeren Stromversorgung	PA	15.8.3 9.3.	FC, PP, SP
8.4 Lastabwurf	PA	15.8.4 9.6.	FC, PP, SP
8.5 Verlust des Kondensatorvakuums	PA	15.8.5 9.4.	FC, PP, SP
8.6 Turbinenstillstand	PA	15.8.6 9.5.	FC, PP, SP
8.7 Unbeabsichtigtes Schließen der Isolierungsventile der Hauptdampfleitung	PA	15.8.7 9.7.	FC, PP, SP

5.5.2.1. Akzeptanzkriterien

Wichtige Voraussetzung für die Durchführung einer Störfallanalyse ist die Fixierung der Akzeptanzkriterien. Im Bereich der Kriterien ist es seit dem AGNES Projekt zu Veränderungen gekommen. Bei der Anfertigung der Analysen mussten die gültigen ungarischen Rechtsverordnungen, die früher abgesprochenen AGNES-Erfordernisse und die amerikanischen Empfehlungen in Einklang gebracht werden. Die Überprüfungspläne der amerikanischen Sicherheitsreports (SRP-Bände) enthalten detaillierte Weisungen diesbezüglich, wie man eine Überprüfung eines aufgrund des US NRC Regulatory Guides (RG) 1.70 angefertigten Sicherheitsreports durchzuführen hat.

In gegenständlicher Dokumentation werden ausschließlich die ungarischen Erfordernisse vorgestellt, aber zusammenfassend kann auf jeden Fall gesagt werden, dass im Zuge der Störfallanalysen bei Abweichungen von den SRP, NBSZ oder AGNES-Kriterien immer strengere Beschränkungen zur Anwendung kamen, und wo solche Beschränkungen fehlten, dort wurden strengere als bestehende angewandt. Damit ergab sich ein Einklang zwischen den drei oben dargelegten Kriteriensystemen.

Kriterien nach NBSZ ("Nukleare Sicherheitsrichtlinien") Band 3 und Richtlinien 3.6.

Allgemeine Thesen

3.063 Keine der voraussehbaren Betriebsvorfälle und keiner der angenommenen Störfälle kann zu schwereren Folgen als in der Initialgruppe angeführten ohne die Annahme eines unabhängigen Fehlers führen.

3.046 Ein zu erwartender Betriebsvorfall kann für sich alleine oder kombiniert mit einem Schaden einer aktiven Komponente oder aus menschlichem Verschulden nicht zum Verlust auch nur einer einzigen Schrankenfunktion, eingeschlossen die Abdeckung der Brennelemente, führen. Wenn die kombinierte Wahrscheinlichkeit des Vorfalls und des Schadens eines weiteren Systems, Systemelements oder menschliches Verschulden geringer als 10^{-2} /Jahr ist so ist bei einer beschränkten Zahl von Brennelementen eine Abdeckungsbeschädigung erlaubt. Bei den Analysen der Kraftwerkssystem, -systemelemente muss eine einmalige Beschädigung oder ein ebensolches menschliches Versagen angenommen werden, der oder das die Folgen des gegebenen Vorfalls am ehesten bestimmt (zu den schwerwiegendste Folgen führt).

Kriterien der Beschädigung des Brennelementes

3.056 Die Wahrscheinlichkeit des Auftretens einer Wärmeübergabekrise soll im Falle eines zu erwartenden Betriebsvorfalls an jedweden Punkt der aktiven Zone entsprechend niedrig sein.

4.2.2/a Temperatur der Abdeckung des Brennelementes

Die Kühlung der Abdeckung ist entsprechend gesichert, wenn auf einem 95prozentigen Konfidenzniveau mit 95prozentiger Wahrscheinlichkeit belegbar ist, dass ein eine Filmerhitzung oder ein Hitzezustand, der einen Übergang dazu bedeutet, nicht auftritt. Diesen Zustand, der eine solche ungünstige Hitzeübergabe zur Folge hat, wird auf englisch "departure from nucleate boiling" (DNB) genannt. Die Vermeidung eines DNB ist auch an dem am meisten belasteten Punkt des am meisten belasteten Brennstabes zu sichern.

4.2.2/b Zerbröckelung der Brennelementtabletten

Bei keinem einzigen Brennelement ist eine Zerbröckelung der Tabletten in einem Ausmaß gestattet, das zu einer Beschädigung der Brennelemente führen würde. Die Zerbröckelung der Tabletten ist mit einem Anstieg der Enthalpie in Verbindung zu setzen, deshalb darf im Zuge der Transienten der Anstieg der spezifischen Enthalpie, deren Durchschnitt in Strahlenrichtung berechnet wird, nicht den Wert von 586 J/gUO_2 (140 cal/g) überschreiten. Bei einem größeren Anstieg der Enthalpie muss der Brennstab als beschädigt erachtet werden, und es muss bei der Festlegung der Menge der entweichenden Radioaktivität auch entsprechend vorgegangen werden. Obiger Wert ist als unabhängig von der frei werdenden Energie zu erachten und muss so ermittelt werden, dass man aus der spezifischen Enthalpie, die im Laufe des Übergangs zum Zustand mit der höchsten Temperatur im Brennstoff gehört, den zum Ausgangszustand gehörigen Wert abzieht.

4.2.2/c Schmelzen der Brennstofftabletten

Die Temperatur der Brennstofftabletten darf nirgendwo den Schmelzpunkt überschreiten. Die Vermeidung des Schmelzens ist bei annähernd stationären Prozessen im allgemeinen gesichert, wenn an den Oberflächen DNB nicht auftritt. Sofern bei irgendeinem Transienten, der den Betriebsvorfällen zugerechnet wird, dennoch der Verdacht aufkommen sollte, dass die Tablette in die Nähe des Schmelzpunktes geraten ist, dann muss das obige Kriterium kategorisch kontrolliert werden.

4.2.2/d Andere Schäden verursachende Mechanismen

Im Zuge der Kontrollen der Folgen der Transienten muss überprüft werden, ob die Brennelemente nicht infolge anderer Ursachen (z. B. mechanische Schläge, wegen inneren Druckanstiegs entstandene Aufblähungen, Brüche) Schaden erleiden.

Druckvoraussetzungen

3.055/a Die Eigenschaften hinsichtlich von Festigkeit des Strukturmaterials entsprechen unter Beachtung der Sicherheitsvorschriften zu Verschleiß und Materialzustand im Normalbetriebszustand sowie im angenommenen Störfall der maximalen Belastung.

3.055/c Im Falle angenommener Störfälle bleiben der Hauptwasserkreis und das Hauptdampfsystem des Reaktors sowie die Belastung des Containments unter den akzeptablen geplanten Werten, auch unter Betracht der Versprödungsfehler sowie der Belastung der Brennelemente.

ECCS- (Zonenkühlung im Störfall) Kriterien

4.2.3./a Bei vorgesehenen Störfällen überschreitet die Temperatur der Abdeckung an keinem Punkt 1.200°C .

4.2.3./b Das Ausmaß der Oxidation – ausgedrückt im Anteil an der Dicke der gesamten Abdeckung – darf nirgendwo siebzehn Prozent überschreiten. Unter Ausmaß der Oxidation ist jener Anteil der Dicke der gesamten Abdeckung zu verstehen, der sich in Sauerstoff verwandeln kann, wenn sich der gesamte lokal verbrauchte Sauerstoff in einer Reaktion zur Bildung von ZrO_2 aufbrauchen würde. Bei der Festlegung der kompletten Oxidation ist sowohl die äußere als auch die interne Oxidation in Betracht zu ziehen.

4.2.3/c Die als Folge der chemischen Reaktion zwischen der Abdeckung des Brennelements und dem Kühlmedium entstehende Wasserstoffmenge darf einen Prozent jener Menge nicht überschreiten, die dann entstehen würde, wenn die Abdeckung in ihrer Gänze mit dem Kühlmedium reagieren würde.

4.2.3/d Der Durchschnitt der Veränderung der spezifischen, zum anstieg neigenden Enthalpie, deren Durchschnitt in Strahlenrichtung berechnet wird, im Hitzeinhalt des Betriebsstoffes darf in der aktiven Zone nicht den Wert von 963 J/gUO_2 (230 cal/g) überschreiten. Dieser Wert ist als unabhängig von der frei werdenden Energie zu erachten und muss so ermittelt werden, dass aus der spezifischen Enthalpie, die im Laufe

des Übergangs zum Zustand mit der höchsten Temperatur im Brennstoff gehört, der zum Ausgangszustand gehörigen Wert abgezogen wird.

4.2.3/e Die Deformation der strukturellen Elemente des Reaktors darf die freie Strömung des Kühlmediums nicht behindern.

Diese Erfordernisse kommen in den, mit Regierungsverordnung 108/1997 veröffentlichten NBSZ – Nuklearen Sicherheitsrichtlinien – vor. Es ist dabei anzumerken, dass es in der ungarischen Regelung 2005 zu einer Veränderung gekommen ist, da die neue Ausgabe dieser Sicherheitsrichtlinien (Regierungsverordnung 89/2005) erschienen ist, wobei sich aber die inhaltlichen Voraussetzungen nicht verändert haben, sondern allein die Nummerierung der Bezugspunkte geändert wurden.

5.5.2.2. Risikobewertung von Vorfällen die mit einer Beschädigung der Zone einhergehen

Das Risiko, das sich aus einem Störfallprozess im Zusammenhang mit einem anzunehmenden Initialereignis ergibt, welcher zu einer gemeinsamen Beschädigung der ersten drei Ebenen der Tiefensicherung führt (Beschädigung der aktiven Zone, Schmelzung), wurde mithilfe von Sicherheitsanalysen auf Wahrscheinlichkeitsbasis festgesetzt. Identifiziert wurden dabei jene Faktoren, die das Risiko im weitesten Ausmaß beeinflussen, weiters wurden Reparaturmaßnahmen formuliert, mit deren Hilfe die nukleare Sicherheit weiter gesteigert werden kann und innerhalb derer der Risikoanteil der Störfallprozesse (Initialereignisse) weiter gesenkt werden kann.

Damit wurde es möglich die Sicherheit des Blocks zahlenmäßig im Ausmaß der in den Analysen berücksichtigen Risikofaktoren (Initialereignis, Fehler bei der Hardware, nicht entsprechende menschliche Eingriffe) zu bewerten. Jene Komponenten bzw. Schwachstellen konnten damit ausgemacht werden, auf die im Interesse der Bewahrung bzw. Verbesserung des Sicherheitsniveaus ganz besonders beachten werden müssen. Die zielbringenden Richtungen zur Steigerung der Sicherheit waren damit aus dem Blickwinkel der Analysen auf Wahrscheinlichkeitsbasis bezeichnet.

Im Einklang mit den festgelegten grundlegenden Zielen waren die Sicherheitsanalysen auf Wahrscheinlichkeitsbasis in erster Linie auf eine Modellierung der Ereignisketten von Betriebsstörungen, die letztlich zu einem Störfall führen, ausgerichtet, deren Bewertung auf Wahrscheinlichkeitsbasis. Über die einzelnen Betriebszustände des Abstellen des Kraftwerkes für das Umheben des Brennstoffes oder eine für eine Generalüberholung hinausgehend, wurde eine Erhitzung des Kühlmediums im Primärkreis als eigenständiger Endzustand untersucht, sofern diese mit einer unmittelbaren radioaktiven Emission einhergeht und damit die Strahlenbelastung des Kraftwerkpersonals erheblich belasten würde.

Ähnlich den deterministischen Analysen der vorgesehenen Störfälle nach Plan, sind die Sicherheitsanalysen auf Wahrscheinlichkeitsbasis auf Initialereignisse aus Fehlern der technologischen Systeme, bzw. auf interne Initialereignisse, die aus dem Fehler eines Operators resultieren, sowie auf sog. interne und externe Gefahrenquellen zurückzuführen.

Die internen Initialereignisse sind bereits – unter Einbeziehung der Schäden an den maschinellen, steuerungstechnischen bzw. elektrischen Subsystemen – komplett untersucht, ebenso wie die auf menschliches Versagen rückführbare Störungsprozesse.

Unter den internen Gefahrenquellen kann Feuer bzw. die Wirkung einer inneren Überschwemmung einen beträchtlichen Risikofaktor darstellen, während bezüglich der externen Wirkungen die Häufigkeit von Zonenbeschädigungen, die sich aus Erdbeben unterschiedlicher Stärke ergeben, wichtig erscheint. Externe Gefahrenquellen, die auf den Menschen zurückzuführen sind, werden vom Kraftwerk regelmäßig und periodisch bewertet und überprüft (im Zuge der Aktualisierungen der VBJ – der letztgültigen Sicherheitsreports und der Internen Sicherheitsüberprüfung) Aufgrund der bisherigen Bewertungen ist festzuhalten, dass die Wahrscheinlichkeit eines Flugzeugabsturzes auf das Kraftwerk, einer äußeren Explosionen (im Rahmen von Lieferungen oder auf der Betriebsstätte), der Entstehung einer toxischen Gaswolke und der daraus resultierenden Gefährdungen – konservativ geschätzt – gemäß NBSZ unter der Ebene des Ausgeschlossenheit bleibt. Deshalb wird bei den Wahrscheinlichkeitsanalysen als externe Gefahrenquelle allein die Wirkung eines Erdbebens untersucht.

In Sicherheitsabschlussbericht (VBJ) bedeutete die Bezugsbasis der Sicherheitsanalysen auf Wahrscheinlichkeitsbasis der Kraftwerkszustand, der nach der Generalüberholung eines Blocks – im gegenständlichen Fall also 2003 – entstanden war. Gemäß der angewandten sog. "live" Praxis der Sicherheitsanalyse auf Wahrscheinlichkeitsbasis erfolgt eine Aktualisierung der ereignislogischen Modelle, Datenbanken, Ergebnisse und Dokumentationen unter Berücksichtigung der durchgeführten Umbauten und betrieblichen Erfahrungen.

Die dabei verwendeten Methoden bauen auf die in der internationalen Praxis im allgemeinen vorgeschlagenen Risikoanalyseverfahren auf und enthalten folgende Elemente:

- Definierung der Betriebszustände des Kraftwerkes gemäß den Gesichtspunkten der Sicherheitsanalysen auf Wahrscheinlichkeitsbasis,
- Festlegung von Initialereignissen und deren Häufigkeiten nach Betriebszustand,
- Ausarbeitung von Ereignisbäumen und Ereignisketten,
- Analyse der Zuverlässigkeit des Systems, Aufbau eines Fehlerbaums,
- Analyse zusammenhängender Fehler,
- Analyse menschlicher Zuverlässigkeit,
- Festlegung der hereinkommenden Daten und der Zuverlässigkeitsfaktoren,
- Quantitative Risikobewertung der Ereignisketten im Störfall, eingeschlossen die Sensibilitäts- und Unsicherheitsanalysen,
- Interpretation der Ergebnisse, Schlussfolgerungen und Formulierung der Möglichkeiten zur Steigerung der Sicherheit.

Ein wichtiges – mit anderen Analysemethoden nicht quantifizierbares – Element der Untersuchungen ist die Beschreibung der Zuverlässigkeit des Menschen auf Wahrscheinlichkeitsbasis. Diese richtete sich auf die Identifizierung und Festlegung der Wahrscheinlichkeiten von Fehlern, die bei Tätigkeiten gemacht werden können, die im Zusammenhang mit unterschiedlichen fehlerfreien Betriebsituationen nach Normaltechnologie bzw. im Zusammenhang mit Störfällen bei Auftreten unerwarteter Transientsituationen im Kraftwerk ausgeübt werden. Die Identifizierung potenzieller menschlicher Fehlleistungen geschah als Teil der Ausarbeitung eines logischen Modells (Ereignisbäume und Fehlerbäume). Zur Bewertung der Wahrscheinlichkeit der aufgezeigten Fehler wurden abhängig vom Ausgangszustand (nominelle Betriebsleistung bzw. davon abweichende, geplante Zustände) des Blocks, der Tätigkeit, der möglichen Fehlermechanismen und Fehlerarten, die diese beeinflussenden wichtigsten Faktoren sowie anhängig von den zur Verfügung stehenden Daten verschiedene Analysemethoden angewandt.

Die Analyse der Tätigkeit des Personals erfolgte nach folgender Gruppierung:

- planmäßige, für diverse Betriebszustände charakteristische "betriebliche" Tätigkeiten (z. B. Aufgaben im Zusammenhang mit zyklischen Proben während des Betriebes, mit Abschaltung, Umlagerung, neuem Hochfahren), bei denen ein eventuell auftretendes menschliches Versagen als bleibender Fehler bei Auftreten eines Störfalles die Funktionsbereitschaft der notwendigen Systeme zur Abwehr des Störfalles verringern (sog. Fehler vor Störfall),
- planmäßige, für diverse Betriebszustände charakteristische "betriebliche" Tätigkeiten, in deren Verlauf ein eventuell auftretender Fehler ein Initialereignis auslöst (sog. Fehler, die Initialereignisse verursachen)
- sowie Tätigkeiten, die darauf abzielen, Störfälle abzuwenden, die von irgendeinem Initialereignis (und eventuell daraus folgende weitere Schäden) ausgelöst wurden, und bei denen ein eventuell gemachter Fehler das Risiko der Entstehung eines ungünstigen Zustands (Zonenbeschädigung, bzw. Erhitzung) vergrößern (sog. Fehler nach einem Initialereignis). Innerhalb dieser Gruppe wurden in begründeten Fällen auch jene Tätigkeiten berücksichtigt, die auf eine Inbetriebnahme von nichtbetriebsbereiten oder fehlerhaften Systemen/Einrichtungen bzw. auf deren Reparatur abzielen (sog. Wiederherstellungstätigkeit oder damit im Zusammenhang stehende Fehler).

Wegen der herausragend wichtigen Rolle des menschlichen Faktors bei der Sicherheit des AKW-Blocks geschah die Bewertung der Zuverlässigkeit der Operatoren mittels der Anwendung einer Methode, die am möglichst besten die Umstände der betrieblichen Situationen und jener zur Vermeidung von Störfall bei den Blöcken von Paks widerspiegelt. Die Basis der Wahrscheinlichkeitsbeschreibung der Tätigkeiten eines Operators während eines Störfalles bildeten die Ergebnisse der Analyse jener Daten, die mehrfach im Rahmen der Versuche bezüglich der Zuverlässigkeit der Operatoren am real-live Simulator des AKW Paks gewonnen wurden. Dies wurde zudem von folgenden Informationen ergänzt:

- Gang und Umstände der Durchführung der einzelnen Aufgaben (vor und nach Störfall), unter Berücksichtigung der diesbezüglichen Vorgangsregeln, Weisungen, Ausbildung, übliche Praxis, Umweltvoraussetzungen usw.,

- die bisherige Erfahrungen unterschiedlicher Fachleute,
- zielorientierte Aufarbeitung der Ergebnisse jener EDV-mäßig erfassten Prüfungsprotokolle jener Ereignisse, die im Kraftwerk untersucht wurden,
- allgemeine Methoden und Fachexpertise bezüglich der Analysen menschlicher Zuverlässigkeit.

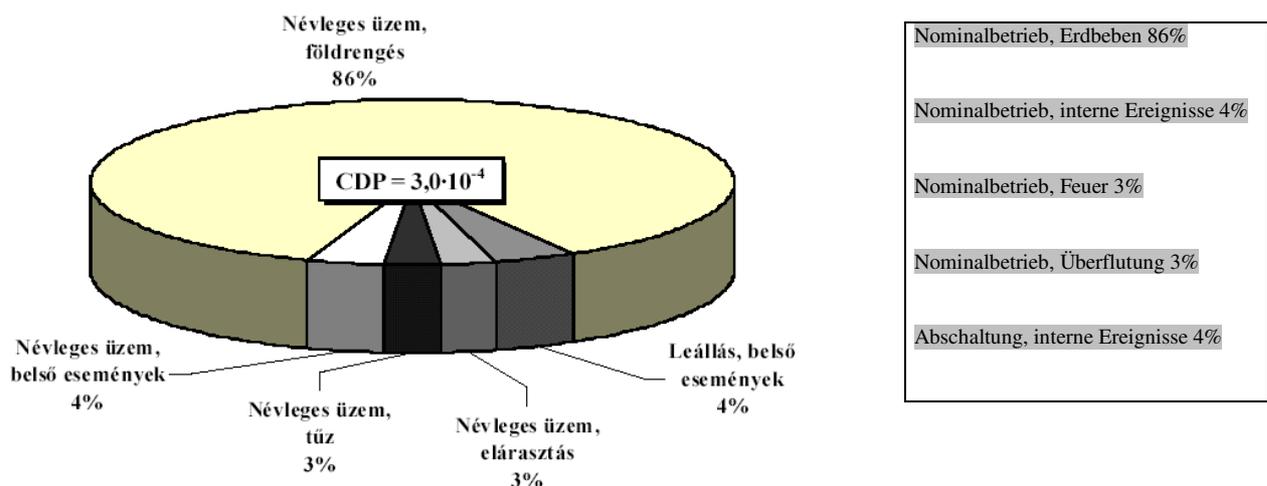
Im Gegensatz zur Analyse der vorgesehenen Störfälle wurde ein beträchtlicher Teil der Wahrscheinlichkeitsanalysen im Bezug auf die Sicherheit für jeden der vier Blöcke getrennt durchgeführt, obwohl was das Endergebnis betrifft – wegen der Ähnlichkeiten bei Aufbau und Betrieb dieser – keine wesentlichen Unterschiede ausgewiesen werden können.

Gemäß den Ergebnissen ist die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es in einem Block wegen eines Initialereignisses während einer Kampagne oder wegen eines Initialereignisses infolge Feuer, innere Überflutung, Erdbeben oder nach einer Kampagne bei Abschaltung wegen Betriebsstoffumlagerung zu einem Zonenschaden kommt: $3,0 \cdot 10^{-4}$.

Dieser Wert kann als jährlich durchschnittliche Häufigkeit eines Zonenschadens im Umfang der untersuchten Initialereignisse erachtet werden. Das Ergebnis ergibt sich aus der Bewertung des breiten Kreises der Gefahrenquellen, beinhaltet aber von den potenziell gefährlichen Auswirkungen aber noch nicht die Komponenten, die sich aus den eventuellen internen und externen Gefahren während einer Abschaltung ergeben.

Die Ergebnisse der Sicherheitsanalysen auf einer zahlenmäßigen Wahrscheinlichkeitsrechnung kurz bewertend, kann festgestellt werden, dass nach den Beweisen der durchgeführten Analysen (Abbildung 5.5.1.) die Häufigkeit eines Zonenschadens, der sich aus einem Erdbeben bei Nominalleistung des Kraftwerkes ergibt, die bestimmende Risikokomponente ist (86 Prozent). Im Vergleich dazu ist das Risiko aus den Zuständen bei Abschaltung (4 Prozent), bei Feuer (3 Prozent), bei innerer Überflutung (3 Prozent), sowie bei internen, technologisch begründeten Initialereignissen bei Nominalbetrieb (3 Prozent) geringer. Mit Ausnahme des Erdbebens ist die jährlich durchschnittliche Wahrscheinlichkeit eines Zonenschadens bezüglich eines Initialereignisses bzw. auf einen Betriebszustand um mehr als eine Größenordnung geringer als jener Risikowert, der bei der ersten umfassenden Sicherheitsanalyse auf Wahrscheinlichkeitsbasis nur für Nominalbetrieb und interne Initialereignisse ermittelt wurde.

Abbildung 5.5.1.: Verteilung der Wahrscheinlichkeit eines Zonenschadens am Referenzblock aufgrund der kumulierten Ergebnisse der Analysen



Diese zahlenmäßige – und mithilfe der Praxis der Sicherheitsanalyse auf Wahrscheinlichkeitsbasis auch laufend beobachtete – Verbesserung ist das Ergebnis der eingeführten Maßnahmen zur Steigerung der Sicherheit. Auf Wirkung der Verbesserungsmaßnahmen wurde einerseits die Sicherheit gesteigert, andererseits wurde aber auch der Beitrag der Ereignisketten bei einem einzelnen angenommen internen Vorfall zum Gesamtrisiko ausgeglichener.

Die Sicherheitsanalysen auf Wahrscheinlichkeitsbasis spielen eine wichtige Rolle bei der Festlegung der Möglichkeiten und Prioritäten einer weiteren Steigerung der Sicherheit.

Aufgrund der Verteilung des Risikos eines Zonenschadens ist feststellbar, dass es zweckmäßig wäre, wenn sich die Maßnahmen zur Steigerung der Sicherheit in erster Linie auf den Erdbebenschutz erstreckten. Unter Verwendung des Sicherheitsanalysemodells bezüglich der Erdbebenwahrscheinlichkeit wurde das mögliche Ausmaß einer Risikenminimierung im Falle der Durchführung von seismischen Verstärkungen überprüft. Als Ergebnis der – bereits in Arbeit befindlichen – Verstärkung der Gerüststruktur der Turbinenhalle sowie der Schraubenverbindungen der Versteifungsplatten am elektrischen Kran in der längsseitigen Galerie der Reaktorhalle werden die seismischen Kapazitäten der Schraubenverbindungen in einem Ausmaß ansteigen., dass das Risiko infolge von Erdbeben stark sinkt.

Über die untersuchten Betriebszustände und die Initialereignisse hinausgehend war feststellbar, dass die menschliche Zuverlässigkeit ein wichtiges Element der Sicherheit eines AKWs ist. Deshalb sind Niveauerhaltung und ständige Verbesserung der Voraussetzungen und bestimmenden ergonomischen Faktoren der menschlichen Tätigkeiten (Organisation, Management, Betriebsführung, Wartung, Störfallvermeidung) – sowohl was deren Einrichtungen als auch deren menschliche Faktoren betrifft – als herausragend wichtige, permanente Aufgabe zur Steigerung der Sicherheit zu betrachten.

5.5.2.3. Zusammenfassung der Ergebnisse bezüglich von Störfällen

Gemäß der angewandten Liste bezüglich von Initialereignissen (siehe Tabellen 5.5.1. bis 5.5.8.) wurde jedes, aus Sicherheitserwägungen in der Welt derzeit als wichtig erachtetes Initialereignis analysiert. Die konkreten Ergebnisse dieser Analysen haben bestätigt, dass die Akzeptanzkriterien in allen Fällen erfüllt werden, als auch jene Erwartungen, dass die bei den einzelnen Blöcken zur Anwendung kommenden Sicherheitseinrichtungen über bedeutende Reserven verfügen.

Im weiteren werden nun hier jene Störfälle abgehandelt, die bezüglich der Inanspruchnahme des Containments und der Emissionen in die Umwelt bestimmend sind.

5.5.2.3.1. Spektrum der Störfälle wegen Rohrbruch

Nach einem Rohrbruch im Primärkreislauf beginnt der Druck – entsprechend den Durchmesser der Rohre schnell oder langsam – zu sinken. Die ausfließende Kühlflüssigkeit gerät in den hermetisch abgedichteten Raum und wegen der Drucksteigerung des Containments stellt das Schutzsystem die Pumpen des Hauptkreislaufes ab, der Verkehr in der Zone ist rückläufig, das Gleichgewicht der Kühlung der aktiven Zone löst sich auf. Der Schutz für den Störfall (ÜV) stellt den Reaktor ab bzw. sollte dies unterbleiben, stellt sich der Reaktor – da den Berechnungen zufolge die Intensität der Gasbildung infolge von Rohrbrüchen beträchtlich ist – wegen der neutronenkinetischen Rückkopplung der erhöhten Dampfphase auch ohne ÜV auf jeden Fall ab. Der Rückgang der Menge des Kühlmediums im Primärkreis wirkt das Kühlsystem der Zone für den Störfall (ZÜHR) an. Auf der Sekundärseite kommt es – mit einer zehnekündigen Verzögerung – zur Abschaltung der Turbinen. Eine Drucksteigerung des Kühlmediums im Sekundärkreis wird von der Inbetriebsetzung der Sicherheitsventile beschränkt, wozu es aber in jenen Fällen keinen Bedarf gibt, bei denen die Entfernung der Resthitze von der Energie gedeckt wird, die von der Kühlflüssigkeit des Primärkreises abgetragen wird.

In der ersten Phase des Prozesses – solange die Menge des Kühlmediums geringer wird und die ungünstige Wirkung der Wassersperren zum Tragen kommt – besteht die Gefahr der Austrocknung der aktiven Zone. Nach der Ausbildung einer Hitzekrise kann der Anstieg der Temperatur der Hülle des Brennstabes zu einer Beschädigung der Hülle führen. In der zweiten Phase des Prozesses ersetzen die in Betrieb gehenden Kühlsysteme für den Notfall den Verlust an Kühlstoffen. Wenn die eingeführte Menge an Kühlstoffen den Verlust der abfließenden Menge übersteigt, sind die Voraussetzungen für eine langfristige Zonenkühlung geschaffen.

Bei der Analyse von Rohrbrüchen im Primärkreis ist unter den einmaligen Schäden der ungünstigste die Funktionsuntüchtigkeit eines Dieselsegenerators, der den Ausfall der Nieder- und Hochdrucknotkühlssysteme (ZÜHR) sowie der Sprinklerpumpen zur Folge hat. Die im Rahmen des AGNES-Projekts ausgeführten Untersuchungen haben gezeigt, dass im Falle eines zweihundertprozentigen Bruches des Kaltwasserastes die Annahme eines Schadens an den obigen, aktiven Systemen günstiger ist, als wenn der Schaden ein passives Element, die Hydroakkumulatoren (HA) betrifft – die Fälle eines hundert- bzw. zweihundertprozentigen Bruchs des Kaltwasserastes (Fälle "A" und "B") wurden unter diesen Annahmen angefertigt. Die Berechnung der weiteren Bruchdurchmesser – als weitere konservative Annahme – setzten voraus, dass die sog. "Minimalkonfiguration des Notkühlsystems ZÜHR zu Verfügung steht, was zwei Hydroakkumulatoren und je eine Groß- bzw. Niederdruckpumpe (KZÜHR) bedeutet.

Der internationalen Praxis entsprechend wurden beide Berechnungen unter der Annahme gemacht, dass einerseits das Kraftwerk unter Spannung steht bzw. dass es andererseits zu einem totalen Stromausfall kommt (TFK).

Die Fälle von Rohrbrüchen im Primärkreis – werden in der Regel – was den Ablauf der Prozesse betrifft – in zwei große Gruppen getrennt : in jene der großen bzw. der kleinen/mittleren Brüche. Die Brüche großen Durchmessers (von den berechneten Fällen gehören die Fälle A bis E hierher) sind damit charakterisierbar, dass als Ergebnis des schnellen Kühlmediumverlustes die aktive Zone sich komplett entleert und sich schließlich infolge der Einspritzungen der Hydroakkumulatoren bzw. der Inbetriebnahme der KZÜHR wieder angefüllt wird. In der Zwischenzeit können die Temperaturen der Brennstoffhüllen verhältnismäßig hohe Werte erzielen und die Wiederbefeuchtung und damit Kühlung kann im Gefolge der Wiederauffüllung der Zone einige Zeit in Anspruch nehmen. Demgegenüber sinkt das zweiphasige Mischungsniveau des Behälters bei Brüchen von Rohren kleineren Durchmessers im allgemeinen nicht unter den Austritt der Zone, bzw. wenn doch, dann nur in einem geringen Ausmaß, in dessen Folge die Hüllentemperatur höchstens am Ende des beheizten Abschnitts in einem nichtmaßgebenden Ausmaß ansteigt, die mit dem Anstieg des Behälterniveaus auch sofort wieder in die Nähe der Sättigungstemperaturen zurückfällt.

Brüche bei Rohren mit großen Durchmessern (Fälle A bis E)

Im Falle von Rohrbrüchen bei Nominalleistung fällt der Druck im Primärkreis nach Öffnung sofort auf ein Druckniveau zurück, das dem Sättigungsdruck der Temperatur im Warmwasserkreislauf entspricht, und fällt von dort auch rasch auf ein Niveau zurück, das unter dem Einspeisungsdruck der ZÜHR-Niederdruckpumpen liegt. Infolge des Druckabfalls kommt es im ganzen System zu einem raschen Dampfaustritt, und der hohe Dampfanteil der Zone hat – über die Dichtereaktivitätsfaktoren des Moderators – einen plötzlichen Leistungsabfall zur Folge. Im Falle von Brüchen im Kaltwasserarm verschlechtert sich die Kühlung der Zone auch deshalb, weil die Strömung des Kühlmediums sich umdreht und dies gleich am Anfang des Prozesses zu einem beträchtlichen Anstieg der Hüllentemperatur führt. In dieser Phase tritt unter Berücksichtigung aller berechneten Fälle die maximale Hüllentemperatur auf, dessen Wert im Fall "A1" 870⁰C beträgt und sich am heißen Bündel des heißen Stabs zeigt. Die Durchschnittstemperatur der Bündel übersteigt 600⁰C kaum. Die Regelstäbe stellen sich wegen des hohen Containmentdrucks sehr rasch ab, doch die während ihres Auslaufens transportierte Mediummenge reicht aus, die Zonenströmung wieder in eine positive Richtung wechseln zu lassen und die Hüllentemperatur wesentlich herabzusetzen.

Die Annahme eines totalen Stromausfalles im Fall "A1" geschah für jenen Fall, in dem der Fall ohne Stromausfall die maximale Hüllentemperatur erreicht hat. Da zu dieser Zeit die Hydroakkumulatoren noch in Betrieb sind, betrifft dies nur die Hochdruckpumpen: Sie fallen wegen eines Neustarts aus LIP (*nicht im Abkürzungsverzeichnis*) auf 20 s zurück. Dies bedeutet bezüglich der maximalen Hüllentemperatur keine Veränderung, allein die Reduktion der Hüllentemperatur verlangsamt sich, weshalb sich die Neubefeuchtung der Zone um ~ 15s hinauszögert.

Der Charakter des Verlusts des Kühlmediums weicht von obigem wesentlich ab, sofern der Störfall im Zuge der Abkühlung im Betriebszustand E4 (unter 150⁰C) auftritt, zu einem Zeitpunkt als die Abschaltung der Hydroakkumulatoren und des Hochdrucknotkühlsystems vom Primärkreis bereits erfolgt ist (Fall "A2"). Die Kühlung der Zone muss in diesem Fall eine Kleindruckpumpe sichern können, die auch in LIP-II-Modus gestartet werden kann, die beiden anderen Pumpen müssen nämlich wegen des Schadens bzw. der Einspeisung wegen des Bruchs außer Betracht gelassen werden.

Brüche von Rohren kleinen und mittleren Durchmessers (Fälle f bis K)

Der Druckabfall im Primärkreis ist in diesen Fällen weit geringer als bei den Brüchen von Rohren mit großem Durchmesser und hängt natürlich stark von der Schwere des Bruchs ab. Der Anstieg des Druckabfalls steigt beim ersten Anzeichen einer Störfallschutzes der ersten Stufe (ÜV-1) ab, da nämlich die Zonenleistung – im besonders bei den kleinen Brüchen – bis zum einem gewissen Grad die Dekompression ausgleicht. Das ÜV-1-Signal bildet sich im allgemeinen bei Niederdruck im Primärkreis.

Nach der Entleerung des Volumenausgleichers (bzw. in einen gewissen Sinn diese auch überdeckend) beginnt auch das Niveau des Reaktorbehälters zu sinken. Wenn der Rückgang die Höhe des Warmwasserkreises erreicht hat, beginnt sich auch die Wassersperre der Warmwasserseite auf der Reaktorseite zu entleeren, was zu einer vorübergehenden Drucksteigerung, bei kleineren Brüchen zu einer Oszillation führt, die beide Folge dessen sind, dass der in der Zone entstehende Dampf nur so in den Dampfentwickler bzw. von dort zur Bruchstelle entweichen kann, indem er die Wassersperre durchbricht. Im Gefolge dessen zeigt das Zonnenniveau eine verhältnismäßig rasche Senkung, doch erwirkt dies nur bei den Brüchen größeren Ausmaßes eine kurzfristige

Austrocknung der oberen Abschnitte der Brennstäbe, was zu einem zeitweiligen, nicht bedeutenden Ausbruch der Temperaturen der Brennstäbe führt.

Die Ergebnisse der Störfälle, die mit Ausfluss des Primärkreises einhergehen, aus der Sicht der Zonenkühlung fasst Tabelle 5.5.9. zusammen. Der wesentlichste Parameter ist offenkundig die Hüllentemperatur, doch wird auf der Tabelle – da diese in den meisten Fällen den Nominalwert nicht übersteigen – auch das Minimalniveau des Kühlmediums in der Zone bzw. der Minimalwert der Masse im Primärkreis für die einzelnen Fälle angeführt.

Tabelle 5.5.9.: Ergebnisse von Brüchen im Primärkreis

Fall	Durchmesser des Bruchs	Bruchstelle	Maximale Hüllentemperatur (°C)	Minimales Zonnenniveau (m)	Minimale Primärmenge (t)
A1	2 x 492	Kaltarm	870 870	Entleerung Entleerung	12 12
A2	2 x 492	Kaltarm	1040	Entleerung	30
B	1 x 492	Kaltarm	315	Entleerung	42
C	2 x 492	Warmast	315	Entleerung	23
D	277	TK-Verbindung	nominell	0,5	53
E	233	KZÜHR Leitungen	391	Entleerung	31
F	111	NZÜHR Leitungen	nominell	1,2	56
G	90	TK Einspritzleitungen	nominell	1,68	64
H	90	TK Sicherheitsventil, Leitungen	nominell	voll	97
I	73	Wasserkläranlage 1	nominell	1,25	64
J	46	TK Einspritzleitungen	nominell	1.48	68
K	25	Schleifentleerleitungen	nominell	voll	147

Unter den Fällen des Verlustes von Kühlmedien aus dem Primärkreis zeigen sich die Brüche der Rohre großen Durchmessers im Kaltwasserast als am gefährlichsten: Laut den Berechnungen kann im Falle von hundert- bzw. zweihundertprozentigen Brüchen eine Minimalanordnung der Sicherheitssysteme den Wert der Hüllentemperatur nicht unter der kritischen Temperatur halten. Bei einer höheren, aber das Prinzip des einmaligen Schadens noch befriedigenden Konfiguration werden die Akzeptanzkriterien bereits erfüllt.

Bei Rohrbrüchen, die sich bei einer Nominalleistung ereignen, ist vom Standpunkt der Zonenkühlung der ungünstigste Fall der Doppelbruch der Leitungen im Kaltwasserkreis, in dessen Verlauf die Hüllentemperatur den Maximalwert von 870°C erreicht. Dieser Wert ist beträchtlich niedriger als der kritische Wert von 1200°C, weshalb eine Beschädigung der Hülle nicht zu befürchten ist.

Hervorzuheben ist, dass die obigen Temperaturen für einen maximal belasteten Hitzestab (57 kW) in einem Hitzebündel mit einer Leistung von 6,59 MW charakteristisch ist, ein durchschnittlicher Stab dieses Bündels zeigt bereit einen um 40°C niedrigeren Wert und die Kassetten mit einer Durchschnittsleistung überstiegen keine 600°C.

In den meisten Fällen erleiden auch die am meisten belasteten Brennelemente keine Hitzekrise. Bei Brüchen größeren Ausmaßes (Ø 233 Fälle) ist zu beobachten, dass ein Überschreiten des kritischen Hitzeflusses vor dem Beginn der Einspritzungen des Hydroakkumulators, sich infolge der Auswirkungen der Wassersperren ereignet, wobei sich aber nach der Öffnung der Wassersperren die Hüllen neu befeuchten und der Temperaturanstieg nicht mehr bedeutend ist. Bei kleineren Bruchdurchmessern lässt sich während der schrittweisen Entleerung der Hydroakkumulatoren eine ähnliche Erscheinung feststellen, sobald sich die von den Hydroakkumulatoren aufgefüllten Wassersperren wieder anfüllen. Die niedrigen Hüllentemperaturen belegen, dass der Anfangsdruck der Hydroakkumulatoren und deren Volumen (selbst unter der Annahme der minimalsten Konfiguration) eine entsprechende Menge an Kühlmedium im Primärkreis zu jeder Zeit der Abläufe bezüglich der Rohrbrüche sichert. Mit dem Einschalten der Niederdrucknotkühlsysteme (ZÜHR) stabilisiert sich der Prozess unter entsprechenden Zonentemperaturverhältnissen.

Störfälle als Ergebnis von Rohrbrüchen unter Umgehung des Containments

Die andere potenziell gefährliche Störfallgruppe in der Gruppe der Initialereignisse sind jene Störfälle, bei denen das Kühlmedium des Primärkreises nicht in das Containment gerät (Wärmeabgaberohr des Dampfentwicklers, Öffnung des Kollektordeckels des Dampfentwicklers, Ausfluss in den intermediären Kreis der Hauptkreispumpe). In diesen Fällen entsteht kein Sickerwasser, was nach dem Entleeren der Behälter des Notkühlsystems ZÜHR zu einem Schaden an der Unversehrtheit der Zone führt, wenn die Isolierung der Bruchstelle nicht rechtzeitig geschieht bzw. der Wassernachschub aus dem Primärkreis oder einer anderen Quelle nicht zu sichern ist.

Aufgrund der Ergebnisse der Analysen ist im Falle eines Bruchs der Rohre des Dampferwicklers eine Beschädigung der Zone vermeidbar, wenn die bei diesem Fall zur Anwendung kommenden Akzeptanzkriterien für die Kategorie PA erfüllt werden.

Die Analysen haben bestätigt, dass eine mengenmäßig größere Einspeisung des aus dem Notkühlsystem ZÜHR zu einer größeren Emission führt, wobei aber aufgrund der Messungen der Dosisberechnungen die diesbezüglichen Kriterien unter Annahme einer maximalen Konfiguration der ZÜHR nicht verletzt werden.

Die Untersuchung des Falles der Öffnung des Deckels des Dampferwicklerkollektors ist die Analyse des Vorfalles bezüglich der Zonenkühlung, des Druckes im Sekundärkreis bzw. der radiologischen Folgen. Da die Aktivität des Primärkreises über den Sekundärkreis wegen der Öffnung der Sicherheitsarmaturen nicht in das Containment, sondern in die Umwelt gerät, musste der Konservatismus und die Extrembedingungen der thermohydraulischen Berechnungen, nicht nur bezüglich der Inanspruchnahme der Zonenkühlung und des Sekundärkreises ausgewählt werden, sondern ein ebensolcher entsprechender Konservatismus war bezüglich der radiologischen Konsequenzen zu applizieren. Diese Überlegungen widersprechen sich, ist doch aus Sicht der radioaktiven Emissionen eine Annahme einer Einspeisung mehrerer ZÜHR-Systeme auf einmal konservativer, während aus der Sicht der Zonenkühlung eindeutig die Funktion nur eines ZÜHRs sicherlich schlechter ist. Aus diesem Grund wurde drei Unterereignisse des Initialereignisses untersucht:

- aus der Sicht der Umweltemission (maximale ZÜHR-Konfiguration, einmaliger Schaden des Dampferwicklers: Offenbleiben des Sicherheitsventils)
- aus Sicht der Zonenkühlung (minimale ZÜHR-Konfiguration, einmaliger Schaden des Dampferwicklers: Offenbleiben des Sicherheitsventils)
- aus der Sicht der Druckbeanspruchung des Sekundärkreises (maximale ZÜHR-Konfiguration, einmaliger Fehler, AR öffnet sich nicht, weitere pessimistische Annahme, dass das erste Sicherheitsventil im Dampferwickler funktionsunfähig geworden ist)

Alle drei Annahmen wurden weiters unter der Annahme eines totalen Stromausfalls untersucht.

Zusammenfassend kann über die Analysen bezüglich eines Aufspringens des Kollektordeckels festgestellt werden, dass bei einem Aufspringen des Kollektordeckels des Dampferwicklers im Warmwasserast sich die Kühlverhältnisse in der Zone verschlechtern, es aber zu keinem Zustand kommt, der die Akzeptanzkriterien bezüglich einer sicheren Kühlung der Zone verletzen würde. Nach der Abschaltung beider Turbinen treten die Atmosphärenredukatoren in Betrieb, auch die Sicherheitsventile der Dampferwickler öffnen sich. Da in diesem Prozess sich die beschädigten Dampferwickler auffüllen, und über die Sicherheitsventile nicht nur Dampf, sondern auch Wasser entweicht, muss angenommen werden, dass es nicht zu einem automatischen Wiederverschluss dieser kommt. Sollte es nicht gelingen diese Sicherheitsventile wieder zu verschließen, muss langfristig mit einer Entleerung der ZÜHR-Behälter, der Austrocknung der Zone gerechnet werden. Sowohl im Interesse der Bewahrung des Wasserbestands im Primärkreis als auch im Interesse der Beschränkung der Umweltemissionen bedarf es einer Intervention eines Operators. Die aufgrund der Analyse entwickelte Weisung sichert, dass bis zu einer vollkommenen Abkühlung des Blocks die zur Verfügung stehenden Bestände im Notkühlsystem (ZÜHR) – unter Berücksichtigung eines Teils der Wasserbestände in der Tasse des Lokalisationsturmes – für eine Kühlung der Zone ausreichen.

5.5.2.3.2. Containment

Ziel der Containment-Analysen für den Störfall ist die Durchführung der zur Bewertung der Sicherheit des Containments notwendigen Untersuchungen, was einerseits die Festlegung der Druckbelastbarkeit des Containments umfasst andererseits eine Analyse der Sickerungen. Dementsprechend wurde bei der Bewertung der Analyseergebnisse untersucht, ob das Containment die im Falle eines Störfalles auftretende Beanspruchung ertragen kann, ohne dabei das geplante Ausmaß an Sickerung zu überschreiten. Dazu musste folgendes belegt werden:

- der berechnete maximale Containmentdruck überschreitet nicht den geplanten Druck im Containment (0,25 Mpa),
- der bei den Barbotagekondensatoren auftretende Druckabfall übersteigt nicht den bei der Planung als Grundlage genommenen Wert von 30 kPa.

Die Untersuchung der Prozesse im Containment wurden auf der Basis von Initialereignissen im Zusammenhang mit Störfällen bei Rohrbruch im Primärkreis, aufgezählt in Tabelle 5.5.10., durchgeführt. Bei allen analysierten

Störfällen wurde von einem totalen Stromausfall ausgegangen. Im allgemeinen wurde auch vorausgesetzt, dass die Notkühlsysteme (ZÜHR) nur in einer Minimalkonfiguration effizient arbeiten – sofern es in der Tabelle nicht anders dargestellt ist.

Tabelle 5.5.10.: Störfälle unter Berücksichtigung des Containments

Laufnummer	Untersuchter Bruch
1	Ø 73 mm, Leitung Wasserkläranlage 1
2	Ø 73 mm, Leitungen Wasserkläranlage, Schleife 5, maximale ZÜHR-Konfiguration
3	Ø 90 mm, Verbindungsleitung TK Sicherheitsventil
4	Ø 111 mm, Einspritzleitung TK
5	Ø 233 mm, ZÜHR-Leitung NNY, Schleife 5
6	Ø 233 mm ZÜHR-Leitung KNY, Schleife 4
7	Ø 277 mm TK Einschleifleitung
8	Ø 492 mm, Leitung im Kaltwasserarm, maximale ZÜHR Konfiguration
9	Ø 492 mm Leitungen im Warmwasserbereich
11	Ø 492 mm Kaltwasserarm, Verzögerungssperre 5 s TN ud UH
12	Ø 492 mm Kaltwasserarm, Verzögerungssperre 20 s TN ud UH
13	Ø Bruch der Nutzwasserleitung vor Dampfenwickler
14	Ø Dampfleitungsrohrbruch innerhalb des Containments

Die Containmentprozesse wurden unter Kode CONTAIN 1.2. bezüglich der Rohrbrüche in einer Zeitfrist von einem Tag analysiert. Die zugelassene Sickerung des Containments beträgt 14,7 %/Tag, für den Fall eines Überdrucks von 1,5 bar und einer Lufttemperatur von 300 K. Bei den Containment-Berechnungen wurde der Durchmesser der Überleitung, der die Sickerung modellierte, so festgelegt, dass sich unter den erwähnten Voraussetzungen eine Sickerung von 14,7 %/Tag ergibt.

Die Sickerungsbeschränkung von 14,7 Prozent/Tag ergibt sich aus den Dosislimitberechnungen des ursprünglich sowjetischen Lieferanten, bei der der Zeitraum des Überdrucks mit zwölf Minuten angenommen wurde. Es wurde angenommen, dass in dieser Zeit die druckmindernden Systeme des Containments, der passive Barbotagekondensator und das Sprinklersystem den Druck im Containment auf eine Atmosphäre senken würde.

Die Ergebnisse der CONTAIN-Berechnungen fasst Tabelle 5.5.11. zusammen. Anbetracht dessen, dass ein Bruch der Nutzwasserleitungen oder der Dampfleitungen nicht mit einer Beschädigung der Brennelemente einhergehen, ist eine Emissionsberechnung bzw. eine Berechnung der Umweltdosis nicht sinnvoll, womit auch die Präsentation der Sickerwerte für diese Fälle überflüssig ist.

Tabelle 5.5.11.: Berechnungsergebnisse bezüglich der unkontrollierten Sickerungen des Containments

Bruch A	Max. Massenströmung und Zeitpunkt		Integrierte Masse*	Zeitraum der Depression (von - bis)	
	Kg/s	s		s	s
Ø73 a2 Unterfall	0,0843	734	1812	43040-90930	47890
Ø 73 b1 Unterfall	0,0774	945	1984		--
Ø 90 TK-bsz	0,0849	1430	1778		--
Ø 90 TK-bef	0,0916	452	1188	32060-46800	14740
Ø 111	0,0995	322	828	17100-19000, 23000-64000	42900
Ø 233	0,123	181	426	10800-79200	68400
Ø 277	0,112	261	2006	57400-	29000
Ø 492 a1 Unterfall	0,153	7	6,15		--
Ø 492 Warmwasserast	0,136	11,1	24,7	600	85800
Ø 492 TNUH5	0,153	7,1	53	128	86272
Ø 492 TNUH20	0,153	7	219	128	86272
Ø 492 a2 Unterfall	0,153	7	9,7	128	86272

* Zeitraum des Integrals 0-86.400 s, ausgenommen den Transienten im Warmwasserast NA 492, wo er 0-47 s beträgt

Aus der Tabelle geht hervor, dass die im untersuchten Zeitraum integrierten Sickerwerte – 2.006 kg – sich aus einem Transienten ergeben, der sich bei einem Bruch eines Rohrs von Ø 277 mm ergibt, aber auch die Werte bezüglich eines Bruchs bei Ø 73 unterscheiden sich nicht stark von diesen Werten: Der geringste Wert – integriert auf einen Zeitabschnitt von einem Tag – tritt bei einem Rohrbruch im Kaltwasserast bei Durchmesser 492 auf.

Die großen integrierten Sickerungswerte bei kleinen Rohrbrüchen hängen damit zusammen, dass nach Erreichung der Depression sich der Druck des Containments erneut über den atmosphärischen Wert anhebt. Die Druckverhältnisse des Containments werden von den Parametern des Ausflusses und den Voraussetzungen der Energieübermittlung, die im Containment zustande kommen, bestimmt. Im allgemeinen stimmt es, dass wenn die Ausflussleistung geringer ist, mehr Luft im Luftraum der Box bleibt, die Unterschiede zwischen Temperatur und partiellem Druck, die den Wärmeabzug antreiben stellen sich auch langfristig auf einen niedrigen Wert ein, womit die Intensität des Energieabzuges gering ist, in dessen Gefolge die von der Kondensierung verursachte Effizienz des Druckabfalls sich verschlechtert.

Die Analysen bezüglich eines Störfalls wurden in der Regel unter der Voraussetzung gemacht, dass die Sprinkler funktionieren. Dieser unbegründet hohe Konservatismus führt aber nicht zu unerlaubt hohen Sickerungen. Bei einem Bruch des Durchmessers 492 im Warmwasserast wurde die realistische, aber noch immer konservative Annahme als maßgebend angenommen, dass zwei Sprinkler in Betrieb sind.

Die aufgrund der Analyse der Untersuchungen ableitbaren Folgerungen lauten wie folgt:

- Der maximale Überdruck im Containment beträgt 1.229 bar, was um fast achtzehn Prozent geringer ist als der geplante Überdruck von 1,5 bar. Dieser tritt bei Unterfall Ø492 a2 auf.
- Der berechnete maximal Druckunterschied, der die Plattenstrukturen der Tasse der Barbotagekondensatoren belastet, ist im oben erwähnten Fall 20,1 kPa, was insgesamt zwei Drittel der geplanten Grundbelastung von 30 kPa ist.
- Aufgrund obigem kann damit festgehalten werden, dass die berechneten Werte der Festbelastung der das Containment umhüllenden Wände bzw. der Plattenstrukturen der Barbotagekondensatoren signifikant niedriger sind als die geplanten Werte, eine sichere Abwicklung des Störfalls also aus dieser Sicht nicht gefährdet ist.

- Der größte integrierte Wert unkontrollierter Sickerungen im Zeitraum von einem Tag bei mit einem Sprinkler durchgeführten Untersuchungen – 2.006 kg – tritt bei einem Transienten auf, der mit einem Bruch von Durchmesser 277 mm beginnt. Im Falle des Einsatzes von zwei Sprinkleranlage ist dieser Wert wesentlich geringer.
- Der Grund für die hohen Sickerwert bei kleinen Brüchen ist laut den Analysen ist das Zurücksickern der Luft aus den Luftfallen über die Undichtigkeit der Klappen bzw. in einem geringeren Ausmaß das Zurücksickern aus der Umwelt selbst. Die Sicherung der Depression versehen die Belüftungssysteme des Containments (die in den Analysen aber nicht modelliert wurde).
- Im Falle eines Transienten der mit einem Bruch eines Rohres vom Durchmesser 492 mm im Kaltwasserarm beginnt operieren die Druckverminderungssysteme des Containments äußerst effizient. Es kommt nur kurzfristig – 128 s lang – zur Ausbildung eines Überdrucks und einer damit verbundenen Sickerung, danach entsteht eine Depression. Die in die Umwelt emittierte Gasmenge macht 9,7 kg aus. Die währende Aufrechterhaltung der Depression wird vom Belüftungssystem gesichert (in den Analysen nicht modelliert).
- Die integrierten Sickerungswerte bei einem verspäteten Verschluss der hermetisierenden Armaturen der Druckerhaltungssystem TN-UH sind – bei einer konservativen Annahme – im Vergleich zum Basisfall einer sofortigen Schließung wesentlich höher (es ergibt sich ein fünfeinhalbfach höherer Wert).

5.5.2.3.3. Aktivitätsverbreitung, Dosen innerhalb von Gebäuden

Für jene Störfälle, bei denen die Integrität des Primärkreises und/oder auch ein Teil der Brennstäbe beschädigt werden, wurden die Dosen innerhalb der Gebäude (in allen Fällen für die Reaktorhalle) festgesetzt sowie auch das Maß der radioaktiven Emissionen und jene Umweltdosen, die mit den Kriterien vergleichbar sind. Ein Teil der Emissionen an die Umwelt geschieht über das Containment, ein anderer unter Umgehung desselben. Die Untersuchungen erstreckten sich auf die in Tabelle 5.5.12. auffindbaren Fälle.

Tabelle 5.5.12.: Die von Gesichtspunkt der Aktivitätsemission untersuchten Störfälle

Laufnummer	Benennung des Störfalls
Emission über Containment	
1	NÁ 73 mm - Bruch der Leitungen der Kläranlage 1, in Schleife 5, bei 108prozentiger Leistung, unter Annahme eines totalen Stromausfalls
2	NÁ 90 mm – Bruch der Verbindungsleitungen zwischen TK und Sicherheitsventil, bei 108prozentiger Leistung, unter Annahme eines totalen Stromausfalls
3	NÁ 90 mm – Bruch der Einspritzleitungen TK, bei 108prozentiger Leistung, unter Annahme eines totalen Stromausfalls
4	NÁ 111 mm, Bruch der NNY-Notkühlssystemleitungen (ZÜHR), in Schleife 5, bei 108prozentiger Leistung, unter Annahme eines totalen Stromausfalls
5	NÁ 233 mm, Bruch der KNY-Notkühlssystemleitungen (ZÜHR), in Schleife 4, bei 108prozentiger Leistung, unter Annahme eines totalen Stromausfalls
6	Nummer NÁ 277, Störfall mit Totalbruch
7	NÁ 492 mm – Bruch der Leitungen im Kaltwasserast, in der Schleife 4, bei 108prozentiger Leistung, unter Annahme eines totalen Stromausfalls, unter Anwendung einer maximalen Konfiguration des Notkühlsystems ZÜHR
8	NÁ 492 mm – Bruch der Leitungen im Kaltwasserast, in der Schleife 4, bei 108prozentiger Leistung, unter Annahme eines totalen Stromausfalls, die hermetisch abschließenden Armaturen der Entlüftungssysteme TN und UK schließen mit einer Verspätung von 5 s
9	NÁ 492 mm – Bruch der Leitungen im Warmwasserast, in der Schleife 4, bei 108prozentiger Leistung, zwei Sprinklersysteme in Betrieb
10	ATWS nach unbeabsichtigtem Entfernen des Regelstabs
Emission unter Umgehung des Containments	
11	Bruch von drei Rohren des Dampfentwicklers, totaler Stromausfall, Sicherheitsventil des Dampfentwicklers bleibt geöffnet
12	Aufspringen des Kollektors des Dampfentwicklers, totaler Stromausfall, Sicherheitsventil des Dampfentwicklers bleibt geöffnet

Bei den Emissionen über das Containment wurden in der Regel direkte Berechnungen angestellt, um das thermohydraulische Verhalten des Containments bestimmen zu können. Die einzige Ausnahme ist Fall 10, bei dem konservativ ein Verhalten des Containments angenommen wurde (für jenen Zeitraum bis sich das Sicherheitsventil zum Volumenausgleich öffnet), das sich bei Fall 1 zeigt. Bei der Berechnung von Fall 10 wurde nicht angenommen, dass die Membrane des Barbotagebeckens den Ablauf der Ereignisse beeinflusst.

5.5.2.4. Umweltemissionen und Dosen an der Grenze der Sicherheitszone

Emissionen an die Umwelt können auf zweierlei Weise erfolgen:

- Über das Containment in die Reaktorhalle, dann über die diversen Entlüftungen an die Umwelt – Fälle 1 bis 10,
- Über den beschädigten Dampferwickler in den Sekundärkreis und über die Auswurfleitungen an die Umwelt – Fälle 11 bis 12

5.5.2.4.1. Emissionen über das Containment

Die emittierte Aktivität gerät aus dem Primärkreis in das Containment, dann in die Reaktorhall, schließlich über die Entlüftung in die Umwelt. Das Ausmaß der Emission wird grundlegend von drei Faktoren beeinflusst:

- Zahl der beschädigten Brennstoffelemente,
- Menge und Enthalpie der aus dem Primärkreis ins Containment strömenden Stoffmenge,
- Zeitraum bis der Druck des Containment unter Atmosphäre sinkt

Die Zahl der beschädigten Brennelemente macht bei Brüchen von Rohren mit kleinen und mittleren Durchmessern (Fälle 1 bis 6) ein Prozent der Zahl aller Brennelemente aus (440 Stäbe), was jene konservative Grundannahme ist, die in allen jenen Fällen anzuwenden ist, wenn es nach Analyse im Zuge des Prozesses zu keinem Schaden an den Brennstäben kommt. Bei Störfällen durch Brüche von größeren Rohren (Fälle 7 bis 9) muss nach konservativer Vorgangsweise die Beschädigung aller Brennelemente angenommen werden. Im AWTS-Prozess (Fall 10) können im Rahmen der Störfallanalyse sechs Prozent der Brennstoffstäbe (2.460 Stäbe) beschädigt werden.

Die Menge und Enthalpie des aus dem Primärkreis entströmenden Mediums steigt im wesentlichen mit dem Anwachsen des Durchmessers des gebrochenen Rohrs. Der Zeitpunkt des Erreichens der Depression des Containments hängt aber sehr komplizierter von dieser Menge ab, wie dies die Ergebnisse der Berechnungen von CONTAIN zeigen. Die Verzögerung der Emission und deren ganzer Ablauf beeinflusst die Isotopenzusammensetzung der Emissionen, da der Zerfall der Radionuklide von der Halbwertszeit abhängig ist.

Aufgrund all dessen ist nicht zu erwarten, dass das Ausmaß der Emissionen in monotoner Weise mit dem Anwachsen des Rohrdurchmessers ebenfalls steigt. Die Aktivitätszusammensetzung der Emissionen zeigt Tabelle 5.5.13.

Tabelle 5.5.13. Emissionen in die Umwelt über Containment
(alle Angaben in TBq)

COSYMA Nuklidgruppe	Bezeichnung	Störfall									
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
1	Kr ⁸⁵	0,242	0,0821	0,404	0,0415	0,0500	0,166	0,303	0,828	1,10	1,2·10 ⁻⁴
1	Kr ^{85m}	0,759	0,332	0,826	0,194	0,240	0,780	1,62	6,38	5,82	6,8·10 ⁻⁴
1	Kr ⁸⁷	0,258	0,123	0,160	0,0963	0,124	0,369	1,04	7,36	3,69	4,3·10 ⁻⁴
1	Kr ⁸⁸	0,950	0,443	0,875	0,281	0,351	1,12	2,50	11,7	8,98	1,0·10 ⁻³
1	Xe ¹³³	17,0	5,81	28,0	2,95	3,55	11,8	21,6	59,6	78,1	9,1·10 ⁻³
1	Xe ¹³⁵	3,65	1,35	5,70	0,675	0,802	2,67	4,86	13,1	17,6	2,0·10 ⁻³
1	Xe ^{135m}	0,446	0,185	0,537	0,106	0,130	0,415	0,897	5,26	3,21	3,7·10 ⁻⁴
2	I ¹³¹	3,17	1,09	5,24	0,550	0,662	2,20	4,02	11,1	14,6	1,7·10 ⁻³
2	I ¹³²	1,35	0,633	1,95	0,346	0,398	1,29	2,73	12,1	9,82	1,1·10 ⁻³
2	I ¹³³	4,95	1,82	7,45	0,946	1,14	3,78	7,07	21,1	15,6	3,0·10 ⁻³
2	I ¹³⁴	0,446	0,233	0,292	0,184	0,219	0,633	1,96	16,6	6,96	8,3·10 ⁻⁴
2	I ¹³⁵	2,73	1,12	3,32	0,629	0,772	2,53	5,03	17,9	18,2	2,1·10 ⁻³
3	Cs ¹³⁴	0,0672	0,0228	0,112	0,0115	0,0139	0,0462	0,0791	0,216	0,286	3,5·10 ⁻⁵
3	Cs ¹³⁶	0,0188	0,00642	0,0312	0,00325	0,00391	0,0130	0,0238	0,0654	0,0860	1,0·10 ⁻⁵
3	Cs ¹³⁷	0,0632	0,0215	0,106	0,0108	0,0131	0,0434	0,0791	0,216	0,286	3,3·10 ⁻⁵
4	Te ¹²⁷	0,0419	0,0142	0,0702	0,00712	0,00857	0,0285	0,0518	0,139	0,187	2,1·10 ⁻⁵
4	Te ^{127m}	0,00867	0,00295	0,0145	0,00149	0,00179	0,00596	0,0109	0,0297	0,0393	4,6·10 ⁻⁶
4	Te ¹²⁹	0,0605	0,0248	0,0771	0,0137	0,0168	0,0553	0,107	0,342	0,388	4,5·10 ⁻⁵
4	Te ^{129m}	0,0262	0,00891	0,0437	0,00450	0,00542	0,0180	0,0329	0,0900	0,119	1,3·10 ⁻⁵
4	Te ¹³¹	0,0302	0,0116	0,0304	0,00909	0,0117	0,0326	0,107	0,882	0,377	4,4·10 ⁻⁵
4	Te ^{131m}	0,0718	0,0257	0,111	0,0133	0,0161	0,0532	0,0989	0,288	0,358	4,1·10 ⁻⁵
4	Te ¹³²	0,633	0,219	1,02	0,112	0,135	0,448	0,822	2,31	2,98	3,4·10 ⁻⁴
4	Sb ¹²⁷	0,0406	0,0140	0,0660	0,00712	0,00859	0,0285	0,0523	0,145	0,189	2,2·10 ⁻⁵
4	Sb ¹²⁹	0,0400	0,0176	0,0430	0,0104	0,0128	0,0416	0,0867	0,345	0,312	3,6·10 ⁻⁵
5	Sr ⁸⁹	0,646	0,220	1,08	0,111	0,134	0,445	0,811	2,22	2,94	3,4·10 ⁻⁴
5	Sr ⁹⁰	0,0492	0,0167	0,0823	0,00844	0,0102	0,0338	0,0616	0,168	0,223	2,6·10 ⁻⁵
5	Sr ⁹¹	0,357	0,140	0,471	0,0760	0,0929	0,306	0,593	1,96	2,14	2,5·10 ⁻⁴
5	Ba ¹⁴⁰	0,916	0,313	1,52	0,158	0,191	0,634	1,16	3,19	4,19	4,9·10 ⁻⁴
6	Mo ⁹⁹	0,836	0,291	1,34	0,148	0,179	0,595	1,09	3,08	3,96	4,6·10 ⁻⁴
6	Tc ^{99m}	0,751	0,257	1,23	0,130	0,157	0,521	0,950	2,59	3,44	4,0·10 ⁻⁴
6	Ru ¹⁰³	0,817	0,278	1,36	0,141	0,169	0,563	1,03	2,81	3,72	4,3·10 ⁻⁴
6	Ru ¹⁰⁵	0,147	0,0643	0,159	0,0378	0,0467	0,152	0,315	1,23	1,13	1,3·10 ⁻⁴
6	Ru ¹⁰⁶	0,231	0,0785	0,386	0,0396	0,0478	0,159	0,289	0,791	1,05	1,2·10 ⁻⁴
6	Rh ¹⁰⁵	0,386	0,135	0,612	0,0691	0,0834	0,277	0,508	1,42	1,84	2,1·10 ⁻⁴
7	Ce ¹⁴¹	0,987	0,336	1,64	0,170	0,204	0,679	1,24	3,39	4,49	5,2·10 ⁻⁴
7	Ce ¹⁴³	0,655	0,233	1,02	0,120	0,146	0,482	0,895	2,58	3,24	3,7·10 ⁻⁴
7	Ce ¹⁴⁴	0,782	0,266	1,31	0,134	0,162	0,538	0,980	2,68	3,55	4,1·10 ⁻⁴
7	Zr ⁹⁵	1,09	0,371	1,82	0,188	0,226	0,751	1,37	3,75	4,96	5,8·10 ⁻⁴
7	La ¹⁴⁰	0,901	0,306	1,51	0,155	0,186	0,619	1,13	3,08	4,08	4,7·10 ⁻⁴

5.5.4.2. Emissionen unter Umgehung des Containments

Im Falle der Emissionen unter Umgehung des Containments erfolgt keine Beschädigung der Brennelemente, dies muss auch nicht angenommen werden. Gleichzeitig löst die Druckreduktion im Primärkreis den Jod-Spiking-Prozess aus, in dessen Folge die Jodaktivität des Primärkreises um zwei Größenordnungen ansteigt.

Bei den Emissionen über den Dampferwickler (Fälle 11 und 12) fließt das aktive Kühlmedium des Primärkreises auf die Sekundärseite des Dampferwicklers und emittiert schließlich über die Auswurfleitungen in Die Umwelt. Die Ergebnisse der Emissionsberechnungen enthält Tabelle 5.5.14.

Tabelle 5.5.14.: Emissionen an die Umwelt unter Umgehung des Containments (alle Angaben in TBq)

COSYMA Nuklidgruppe	Bezeichnung	Störfall	
		11	12
1	Kr ⁸⁵	0,0142	0,0147
1	Kr ^{85m}	4,95	5,30
1	Kr ⁸⁷	3,21	3,73
1	Kr ⁸⁸	10,4	11,3
1	Xe ¹³³	137	141
1	Xe ¹³⁵	73,1	73,6
1	Xe ^{135m}	22,7	23,1
2	I ¹³¹	28,8	29,8
2	I ¹³²	31,3	34,6
2	I ¹³³	28,0	29,1
2	I ¹³⁴	7,88	9,59
2	I ¹³⁵	17,4	18,4
3	Cs ¹³⁴	0,164	0,170
3	Cs ¹³⁷	2,04	2,10
5	Sr ⁸⁹	0,0191	0,0197
5	Sr ⁹⁰	8,52·10 ⁻⁵	8,79·10 ⁻⁵
5	Sr ⁹¹	0,260	0,273
5	Ba ¹⁴⁰	0,0719	0,0742
6	Ru ¹⁰³	0,282	0,291
6	Ru ¹⁰⁶	0,00198	0,00205
7	La ¹⁴⁰	0,00121	0,00094

5.5.2.3.4. Dosen innerhalb der Sicherheitszone

Die Umweltdosisberechnungen erfolgten mithilfe des COSYMA-Kodes (eine detaillierte Beschreibung des Verfahrens enthält Kapitel 8). Bei den früheren Dosen sind sowohl die durchschnittlichen Wetterbedingungen als auch die Extrembedingungen zu berücksichtigen, während bei den späteren Dosen wegen der Länge der Zeitdauer nur die durchschnittlichen Wetterbedingungen in Betracht gezogen werden müssen. Die Berechnungen erfolgten sowohl für den einen Kilometer vom Kraftwerk entfernten Rezeptorpunkt (Csámpa) als auch für den an der 3-Kilometer-Grenze der Sicherheitszone befindlichen Rezeptorpunkt. Die Ergebnisse sind auf den Tabellen 5.5.15. und 5.5.16. zu finden. Neben den früheren Durchschnittswerten (die einen Aufenthalt von sieben Tagen voraussetzten) sind in Klammern auch die in der Schweifachse berechneten effektiven Dosiswerte angeführt. Die späteren gebundenen effektiven Dosen sind auf fünfzig Jahre berechnete Durchschnittswerte.

Tabelle 5.5.15.: Dosisschätzungen einen Kilometer vom Kraftwerk(alle Angaben in effektiven Dosen und μSv)

Störfall	Frühe effektive Dosis				Später gebundene effektive Dosis	
	Durchschnitt (Maximum)				Durchschnitt	
	Trockenes Wetter		Feuchtes Wetter		Trockenes Wetter	Feuchtes Wetter
1	0,18	(3,5)	0,66	(13)	9,1	130
2	0,064	(1,2)	0,23	(4,4)	3,1	16
3	0,29	(5,5)	1,07	(26)	11	230
4	0,033	(63)	0,18	(2,2)	1,6	24
5	0,14	(2,7)	0,041	(0,76)	28	1,9
6	0,13	(2,5)	0,47	(8,9)	6,3	94
7	0,13	(2,8)	0,87	(16)	11	170
8	0,72	(13)	2,5	(47)	31	470
9	0,89	(17)	3,1	(60)	42	620
10	0,0001	(0,002)	0,00037	(0,007)	0,0049	0,072
11	7	(95)	9,5	(130)	680	4000
12	7,2	(98)	9,9	(130)	700	4100

Tabelle 5.5.16.: Dosisschätzungen drei Kilometer vom Kraftwerk(alle Angaben in effektiven Dosen und μSv)

Störfall	Frühe effektive Dosis				Später gebundene effektive Dosis	
	Durchschnitt (Maximum)				Durchschnitt	
	Trockenes Wetter		Feuchtes Wetter		Trockenes Wetter	Feuchtes Wetter
1	0,093	(2,1)	0,25	(5,6)	4,7	47
2	0,033	(0,74)	0,087	(1,9)	1,6	16
3	0,15	(3,3)	0,40	(9,1)	7,8	77
4	0,016	(0,38)	0,044	(1,0)	0,81	8,0
5	0,020	(0,45)	0,053	(1,2)	0,98	9,9
6	0,067	(1,5)	0,18	(4,0)	3,2	32
7	0,25	(4,6)	0,33	(7,4)	6,0	59
8	0,36	(8,1)	0,94	(21)	16	160
9	0,45	(10)	1,2	(27)	22	210
10	$5,3 \cdot 10^{-5}$	$(1,2 \cdot 10^{-3})$	$1,4 \cdot 10^{-4}$	$(3,1 \cdot 10^{-3})$	0,0025	0,025
11	0,88	(19)	1,7	(33)	85	1100
12	0,92	(19)	1,7	(36)	88	1100

Die Verteilung der sog. Frühdosis bezüglich sieben Tage nach Belastungsrouten ist wie folgt (für Fall 9 eines Bruches eines großen Rohres, unter Annahme von Niederschlagswetter):

- Wolkendosis	2 %
- Bodendosis	76 %
- Inhalationsdosis	22 %

Die Verteilung der Spätdosis nach Belastungsrouten ist unter denselben Bedingungen wie folgt:

- Bodendosis	3 %
- Inhalationsdosis	0%
- Dosis aus der Ernährung	97%

Für die aus der Ernährung resultierende Dosisbelastung und so für die gesamte Dosisbelastung sind überwiegend drei Radionuklide (^{131}I , ^{134}Cs und ^{137}Cs) verantwortlich. Aus den Tabellen ist gut ersichtlich, dass die Werte bezüglich früherer Schutzmaßnahmen – die in Verordnung 16/2000 des Gesundheitsministeriums festgelegene Werte (in geschlossenen Räumen 10 mSv/2 Tage, Ausgang 50 mSv/Woche) – in keinem Fall erreicht werden.

Bei der Bewertung der Ergebnisse muss in Betracht gezogen werden, dass im Falle der Schätzung der Spätfolgen (bezüglich der kritischen Bevölkerungsgruppe also in einem Kilometer) sich die Dosen überwiegend aus dem Konsum von den produzierten Lebensmitteln ergaben. Im Zuge der Datenauffüllung wurde bezüglich der Produktion in pessimistischer Weise von den Komitatsdaten ausgegangen, (obwohl die landwirtschaftliche Produktion in einem Umkreis von einem Kilometer sehr eingeschränkt ist), weshalb die sich auf die Dosis-schätzungen beziehenden Ergebnisse erheblich überschätzt sind.

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 Dampfentwicklers in Block 2 1997

Ende August 1997 wurden im Block 2 des AKW, der gerade generalsaniert wurde, im zweiten Dampfentwickler mittels Durchblasens die Durchlässigkeit der Wärmeabgaberohre geprüft. Im Verlauf dessen geriet beim Warmwasserast des Dampfentwicklers Staub, das radioaktive Isotopen – in erster Linie ^{60}C und ^{54}Mn – enthielt, in den Bereich um den Dampfentwickler, 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 Gesamtbetamessungen 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 Magnettschichten 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 insuffizienter 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 Spitzenwert folgte (der ganze Prozess bestand einige Male innerhalb der zehnminütigen 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 Niveauanstieg 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/m² an den exponiertesten Stellen), die im Zuge der gammaspektrometrischen Messungen vor Ort ermittelt wurde, zur ermittelbaren Dosisleistung betrug <1 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/m³. Die Jodaktivitätskonzentration in Aerosolform machte einige Zehntel Bq/m³ 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/m³, aufgrund der Messungen geschätzt 15 Bqh/m³ (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/m³ 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/m³). 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 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 5.5.17. angeführt. Zur Vermeidung solcher Störfälle, zur Verminderung der Umweltfolgen und zu deren Überwindung verfügt die AKW Paks AG eigene ausgearbeitete Pläne.

Tabelle 5.5.17. Voraussichtlich 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 Gefahrstoffen im Betriebsbereich	Vom Feuer verursachte Luftverschmutzung	1 bis 3 km
	Boden bis und Grundwasserverschmutzung	Betriebsbereich
Feuer in der Deponie für und Industrieabfall	Luftverschmutzung	1 bis 3 km
Ausfluss von Gefahrenstoffen in der Deponie für 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.