

**Sicherheitstechnische  
Aspekte der lang-  
fristigen Zwischen-  
lagerung von  
bestrahlten Brennele-  
menten und verglastem  
HAW**



## Sicherheitstechnische Aspekte der langfristigen Zwischenlagerung von bestrahlten Brennele- menten und verglastem HAW

GRS:

A. Ellinger  
S. Geupel  
K. Gewehr  
B. Gmal  
V. Hannstein  
K. Hummelsheim  
R. Kilger  
M. Wagner

Öko-Institut:

G. Schmidt  
A. Spieth-Achtnich

April 2010

Auftrags-Nr.: 867540

**Anmerkung:**

Dieser Bericht ist von der GRS im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit im Rahmen des Vorhabens 3607R02599 erstellt worden. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers übereinstimmen.



## Kurzfassung

Das deutsche Entsorgungskonzept sieht für ausgediente Brennelemente aus Leistungsreaktoren eine trockene Zwischenlagerung in Behältern an den Kernkraftwerks-Standorten bis zur Endlagerung in einem tiefen geologischen Endlager vor. Daneben werden die bereits früher errichteten zentralen Zwischenlager zur Aufnahme der aus der Wiederaufarbeitung im Ausland zurückgeführten hochradioaktiven Abfälle genutzt. Die Genehmigungen der trockenen Zwischenlager sind auf 40 Jahre befristet. Periodische Sicherheitsprüfungen für die Zwischenlager sind nach dem deutschen Regelwerk bisher nicht gefordert, praktische Erfahrungen mit einer Lagerung für diesen Zeitraum liegen bisher nicht vor. Vor diesem Hintergrund befasst sich der vorliegende Bericht mit der Frage, welche Langzeiteffekte für die Sicherheit der Zwischenlagerung für 40 Jahre und ggf. darüber hinaus relevant sind und ob u. U. zusätzliche Untersuchungen und Überwachungsmaßnahmen notwendig werden können. Dazu wurde durch Auswertung der relevanten Literatur, durch eigene Berechnungen sowie durch ein systematisches ‚Screening‘ der wesentlichen Komponenten und Systeme hinsichtlich Belastung und möglicher Alterungseffekte das Langzeitverhalten analysiert, um ggf. sicherheitsrelevante, bisher nicht ausreichend berücksichtigte Effekte zu identifizieren und Vorschläge für ein verbessertes Alterungsmanagement zu entwickeln. Der Bericht gibt zunächst einen Überblick über den gegenwärtigen Stand der Technik auf dem Gebiet der trockenen Zwischenlagerung, wobei auf die nationale und internationale Praxis und Erfahrung eingegangen wird. Im Weiteren werden die sicherheitstechnischen Aspekte der Zwischenlagerung im Hinblick auf mögliche zeitliche Einflüsse und Veränderungen untersucht und diskutiert. Dabei werden nicht nur die rein technischen Aspekte, wie das Langzeitverhalten der Brennelemente der Behälter und der Lagereinrichtungen betrachtet, sondern auch betriebliche Langzeitaspekte, wie Personalplanung, Wissenserhalt, Dokumentation und Qualitätsmanagement einbezogen. Ein eigenes Kapitel ist der Entwicklung und Darstellung eines Überprüfungsprogrammes zum Alterungsmanagement gewidmet. Aus den gewonnenen Erkenntnissen werden Empfehlungen abgeleitet, die zum einen auf die geplante Einführung einer Sicherheitsüberprüfung für Zwischenlager ausgerichtet sind und zum anderen auch die sicherheitstechnischen Fragen diskutieren, die bei einer eventuell erforderlichen Verlängerung der Zwischenlagerdauer von Bedeutung werden können. Der Bericht kommt zu dem Ergebnis, dass sich aus den durchgeführten Untersuchungen und Analysen keine Erkenntnisse oder Hinweise auf bisher nicht berücksichtigte Langzeiteffekte oder unzureichende Sicherheitsnach-

weise für die vorgesehene Lagerzeit ergeben haben. Er gibt darüber hinaus Empfehlungen zur Durchführung eines Überprüfungsprogrammes für ein systematisches Altersmanagement im Rahmen der vorgesehenen 40-jährigen Lagerzeit und für eine ggf. erforderliche Verlängerung.

## **Abstract**

The currently in Germany pursued concept for management of spent fuel from nuclear power plants provides intermediate dry cask storage at the NPP sites until direct disposal in a deep geologic repository. In addition the earlier commissioned centralized dry storage facilities are being used for storage of high level radioactive waste returned from foreign reprocessing of German spent fuel performed so far. The dry interim storage facilities are licensed for 40 years of operation time. According to the German regulations a full scope periodic safety review is not required so far, neither practical experience on dry storage for this period of time is available. With regard to this background the report at hand is dealing with long term effects, which may affect safety of the interim storage during the 40 years period or beyond if appropriate, and with the question, whether additional analyses or monitoring measures may be required. Therefore relevant publications have been evaluated, calculations have been performed as well as a systematic screening with regard to loads and possible ageing effects has been applied to structures and components important for safety of the storage, in order to identify relevant long term effects, which may not have been considered sufficiently so far and to provide proposals for an improved ageing management. The report firstly provides an overview on the current state of technology describing shortly the national and international practice and experience. In the following chapters safety aspects of interim storage with regard to time dependent effects and variations are being analyzed and discussed. Among this not only technical aspects like the long term behavior of fuel elements, canisters and storage systems are addressed, but also operational long term aspects regarding personnel planning, know how conservation, documentation and quality management are taken into account. A separate chapter is dedicated to developing and describing an ageing management program for dry cask storage facilities. From the gained results and findings recommendations were derived, which are on the one hand directed to the implementation of a periodic safety review, and on the other hand addressing safety issues which could be important in case of a needed extension of the storage period. The report comes to the conclusion that on the base of the analyses performed herein no indication on unexpected long term effects nor on insufficient justification of safety during the planned regular period of storage was found. In addition the report provides recommendations regarding the implementation of a systematic ageing management program in the frame of the planned 40 years storage period and for an extension, if this should be necessary.



# Inhaltsverzeichnis

<b>1</b>	<b>Einleitung .....</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Relevanter Stand von Wissenschaft und Technik.....</b>	<b>3</b>
2.1	Nationaler Stand .....	3
2.1.1	Zwischenlager- und Entsorgungskonzept .....	3
2.1.1.1	Vorhandene Zwischenlager .....	4
2.1.1.2	Gebäudekonzepte .....	5
2.1.2	Regelwerksanforderungen.....	8
2.2	Internationaler Stand der Zwischenlagerung.....	11
2.2.1	Langzeitaspekte bei der Zwischenlagerung in ausgewählten Ländern.....	11
2.2.1.1	Internationale Beispiele für die Praxis der Zwischenlagerung .....	12
2.2.1.2	Regulatorische Maßnahmen zum Alterungsmanagement in den USA .....	30
2.2.1.3	Zusammenfassende Betrachtung .....	38
2.2.2	Ausgewählte internationale Ansätze zum Alterungsmanagement.....	39
2.2.2.1	Ziele eines Ageing Management Programms .....	40
2.2.2.2	Erstellung eines Alterungsmanagementplans für alle Teilkomponenten einer Anlage .....	42
2.2.3	Auswertung von Dokumenten und Veranstaltungen zum Alterungsmanagement.....	43
2.2.3.1	OECD/NEA-Workshop zum Thema „Ageing Management of Fuel Cycle Facilities“ .....	43
2.2.3.2	INEEL: Dry cask Storage Characterization Project-Phase I .....	45
2.2.4	Auswertung und Mitarbeit bei der Erstellung von Dokumenten der IAEA .....	48
2.2.4.1	TECDOC-1025 über Ageing Management.....	48
2.2.4.2	TECDOC-Entwurf zum Langzeitbetrieb von Zwischenlagern .....	51
2.2.4.3	Alterungsüberprüfung der NRC für Kernkraftwerke einschließlich der Brennelementlagerung .....	54
2.2.4.4	Umgang mit Alterung in Zwischenlagern in Großbritannien .....	55
2.2.4.5	Angewandte Methode in Zwischenlagern in Argentinien .....	55

2.2.4.6	Stand von W&T: IAEA Coordinated Research Project on Ageing of Materials in Spent Fuel Storage Facilities .....	57
2.2.5	Alterungsmanagement in Kernkraftwerken .....	59
2.2.5.1	Periodische Sicherheitsüberprüfungen .....	59
2.2.5.2	Aktuelle Entwicklungen .....	62
2.2.6	Schlussfolgerungen .....	62
<b>3</b>	<b>Langzeiteffekte bei Komponenten und Systemen.....</b>	<b>64</b>
3.1	Zwischenzulagernde hochradioaktive Stoffe .....	64
3.1.1	Abgebrannte Brennelemente .....	65
3.1.1.1	Brennstabhüllrohre .....	66
3.1.2	HAW-Kokillen .....	83
3.1.2.1	Zeitliche Veränderung des Nuklidinventars von HAW-Kokillen.....	85
3.1.2.2	Mögliche Auswirkungen des veränderten Nuklidinventars .....	88
3.1.2.3	Rückhaltefunktion der Glasmatrix .....	89
3.1.2.4	Strahleneffekte .....	91
3.1.2.5	Kokille als Freisetzungsbarrriere .....	93
3.1.3	Aktivitätsaufbau durch Aktivierung .....	93
3.1.3.1	Aktivierung von Behälter-Wand, -Deckel und -Boden .....	93
3.1.3.2	Aktivierung von Betonstrukturen .....	98
3.1.3.3	Wärmeentwicklung .....	98
3.1.3.4	Zeitlicher Verlauf der Wärmeproduktion im Langzeitbereich bei abgebrannten Brennelementen.....	99
3.1.3.5	Strahlungsverhalten und Abschirmung .....	102
3.1.3.6	Unterkritikalität .....	104
3.2	Lagerbehälter .....	114
3.2.1	Behälterkörper und Behälteroberflächen.....	115
3.2.1.1	Regulatorische Anforderungen an den Behälterkörper .....	117
3.2.1.2	Alterungseinflüsse beim Behälterkörper.....	118
3.2.1.3	Empfehlungen für das Alterungsmanagement beim Behälterkörper .....	120
3.2.2	Behältereinbauten.....	121
3.2.2.1	Regulatorische Anforderungen .....	121
3.2.2.2	Sicherheitstechnische Einordnung der Brennelement-Tragkörbe.....	122
3.2.2.3	Alterungsaspekte der Brennelement-Tragkörbe.....	122

3.2.2.4	Empfehlungen für das Alterungsmanagement bei Brennelement-Tragkörpern .....	125
3.2.2.5	Doppeldeckeldichtsystem .....	126
3.2.2.6	Spezifikation der Behälter-Dichtungen .....	127
3.3	Überwachung der Dichtheit.....	130
3.3.1	Sicherheitstechnische Einordnung des Dichtheitsüberwachungssystems.....	131
3.3.2	Funktionsprinzip der Dichtheitsüberwachung.....	132
3.3.3	Behälterseitige Komponenten der Dichtheitsüberwachung .....	134
3.3.3.1	Druckschalter im Sekundär- oder Fügedeckel .....	134
3.3.3.2	Druckaufnehmer .....	139
3.3.4	Anschlussleitungen.....	139
3.3.4.1	Aufbau und Funktionsweise.....	139
3.3.4.2	Alterung .....	140
3.3.5	Auswerteeinheit .....	141
3.3.6	Überwachung und Dokumentation.....	141
3.3.6.1	Aufbau und Funktionsweise.....	142
3.3.6.2	Sicherheitstechnische Einstufung .....	143
3.3.6.3	Alterung .....	143
3.3.7	Maßnahmen zur Beherrschung der Alterung .....	144
3.4	Anschlagelemente des Behälters.....	145
3.4.1	Krananlage .....	147
3.4.1.1	Kranbahnkonstruktion.....	150
3.4.1.2	Kranbrücke .....	151
3.4.1.3	Laufkatze mit Hubwerk .....	153
3.4.1.4	Lastaufnahmemittel und Anschlagmittel.....	155
3.4.1.5	Kransteuerung .....	156
3.4.1.6	Empfehlung für das Alterungsmanagement .....	157
3.5	Gebäude.....	159
3.5.1	Funktion, Auslegung und Überwachung .....	159
3.5.2	Konstruktion, Materialien und Alterungsaspekte .....	161
3.5.3	Dauerhaftigkeit von Beton, mögliche Beeinflussungen und Folgen für die Langzeiteigenschaften .....	163

3.5.4	Regulatorische Anforderungen .....	165
3.5.5	Besonderheiten der Teilkomponenten des Gebäudes .....	166
3.5.5.1	Fundamente .....	166
3.5.5.2	Bodenplatte .....	169
3.5.5.3	Wände .....	171
3.5.5.4	Dach .....	173
3.5.5.5	Türen und Tore .....	175
3.5.6	Fazit.....	176
3.6	Weitere Lager- und Handhabungseinrichtungen sowie Versorgungsanlagen.....	177
3.6.1	Technische Einrichtungen und Anlagen.....	177
3.6.2	Sicherheitstechnische Einordnung der Einrichtungen und Anlagen .....	178
3.6.3	Prüf- und Überwachungsprozeduren der Einrichtungen und Anlagen ....	180
3.6.4	Alterungsaspekte der Einrichtungen und Anlagen.....	180
3.6.5	Empfehlungen für das Alterungsmanagement bei Einrichtungen und Anlagen .....	181
3.7	Nicht-technische Alterungsaspekte .....	181
3.7.1	Personalplanung.....	183
3.7.1.1	Rahmenbedingungen bei der langfristigen Personalplanung .....	183
3.7.1.2	Bestehende Regelungen und Anforderungen .....	184
3.7.1.3	Alterungseinflüsse bei der Personalplanung .....	186
3.7.1.4	Derzeitige Implementierung der langfristigen Personalplanung.....	188
3.7.1.5	Empfehlungen für das Alterungsmanagement bei der Personalplanung	189
3.7.2	Wissenserhalt .....	190
3.7.2.1	Bestehende Regelungen zu Qualifikation und Fachkundeerhalt .....	192
3.7.2.2	Alterungsaspekte beim Wissenserhalt .....	193
3.7.2.3	Derzeitige Implementierung von Wissenserhalt .....	196
3.7.2.4	Empfehlung für das Alterungsmanagement beim Wissenserhalt .....	197
3.7.3	Dokumentation .....	198
3.7.3.1	Dokumentation und Alterung .....	198
3.7.3.2	Geltende Anforderungen an die Dokumentation .....	199
3.7.3.3	Alterungsaspekte der Dokumentation .....	200
3.7.3.4	Implementierung von Dokumentation im Hinblick auf Alterung.....	202

3.7.3.5	Empfehlung für das Alterungsmanagement bei der Dokumentation.....	202
3.7.4	Qualitätsmanagement.....	205
3.7.4.1	Bestehende Regelungen zum Qualitätsmanagement .....	205
3.7.4.2	Alterung der Qualitätssicherung.....	206
3.7.4.3	Derzeitige Implementierung des Qualitätsmanagements .....	206
3.7.4.4	Empfehlungen zum Qualitätsmanagement in Bezug auf Alterung.....	207
3.7.5	Zusammenfassung .....	207
<b>4</b>	<b>Entwicklung eines Überprüfungsprogramms.....</b>	<b>210</b>
4.1	Übergeordnete Anforderungen an das Überprüfungsprogramm .....	211
4.2	Struktur eines Überprüfungsprogramms für Alterung .....	212
4.2.1	Typische Herangehensweisen bei der Entwicklung des Konzepts .....	212
4.2.2	Integrierter Ansatz für das Alterungsmanagement bei Zwischenlagern ..	214
4.3	Überprüfungsprogramm für austauschbare Komponenten.....	216
4.3.1	Identifizierung austauschbarer Komponenten .....	216
4.3.2	Früherkennung .....	220
4.3.3	Ausfallerkennung .....	222
4.3.4	Austauschfähigkeit.....	223
4.4	Überprüfungsprogramm für nicht austauschbare Komponenten .....	229
4.4.1	Erhalt und Früherkennung .....	230
4.4.2	Verifikation.....	231
4.4.3	Reparaturfähigkeit .....	232
4.5	Überprüfungsprogramm für nicht-technische Aspekte .....	232
4.6	Überprüfung des Alterungsmanagementplans .....	237
4.7	Berichterstattung.....	237
4.8	Aufstellung einer Gliederung für den AMP .....	239
<b>5</b>	<b>Zusammenfassung und Empfehlungen .....</b>	<b>241</b>
<b>6</b>	<b>Verzeichnis der Anhänge .....</b>	<b>251</b>
<b>7</b>	<b>Literaturverzeichnis.....</b>	<b>252</b>

<b>Anhänge .....</b>	<b>273</b>
<b>A1</b> Kritikalitätsstudie zu abgebrannten Kernbrennstoffen bis 100 Jahre nach Entladung .....	274
<b>A2</b> Parameterstudie – Einfluss der Anfangsanreicherung sowie der Einsatzdauer auf die daraus resultierenden Belastungen im Hinblick auf die Zwischenlagerung von bestrahltem UO <sub>2</sub> -Brennstoff .....	285
<b>A3</b> Bewertung der Hüllrohrbelastung abgebrannter LWR-UO <sub>2</sub> -Brennelemente während der längerfristigen Zwischenlagerung .....	350
<b>A4</b> Reisebericht zum Technical Committee Meeting on Technical Conditions for Radioactive Waste Long Term Storage, 26.-30. November 2007, Wien .....	374
<b>A5</b> Reisebericht zum Consultants Meeting on Technical Conditions for Radioactive Waste, Long Term Storage. 25.-29. Februar 2008, Wien .....	385
<b>A6</b> Systematic Approaches for an Ageing Management Program at Spent Fuel Interim Storage Facilities .....	389

# 1 Einleitung

Durch den Betrieb von Kernkraftwerken sind in Deutschland hochradioaktive Stoffe in Form von abgebrannten Brennelementen und verglastem Abfall in HAW-Kokillen aus der Wiederaufarbeitung angefallen, die einem geologischen Endlager zugeführt werden müssen. Bis zum Betrieb eines Endlagers ist die trockene Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen aus Kernkraftwerken und von verglastem hochradioaktivem Abfall aus Wiederaufarbeitungsanlagen ein wesentlicher Bestandteil des Entsorgungskonzeptes für radioaktive Abfälle in Deutschland. Die für die Zwischenlagerung erteilten Genehmigungen sind derzeit auf maximal 40 Jahre befristet. Ob dieser Zeitraum verlängert werden muss, hängt davon ab, wann ein Endlager zur Verfügung steht. Die Frage der Sicherheit bei dieser Zwischenlagerung gewinnt jedoch zunehmend an Bedeutung, je weiter der Zeitraum einer Zwischenlagerung der hochradioaktiven Stoffe ausgedehnt wird.

In dem vorliegenden Bericht werden insbesondere sicherheitstechnische Aspekte betrachtet, die zeitabhängigen Veränderungen unterliegen können und so den Sicherheitsstatus einer trockenen Zwischenlagerung hochradioaktiver Stoffe beeinflussen können. Hierbei ist von besonderem Interesse, inwieweit sich der gegenwärtige Sicherheitsstand über den bisher geplanten Lagerzeitraum aufrechterhalten lässt, aber auch darüber hinaus in einem erweiterten Zeitraum, der bisher nicht vorgesehen ist. Es wird zunächst von einer Zwischenlagerzeit bis zu 40 Jahren ausgegangen. Ein zeitlicher Aufschub bei der Errichtung eines geeigneten Endlagers könnte die Zwischenlagerzeit verlängern, so dass hier auch Betrachtungen zur grundsätzlichen Möglichkeit einer Verlängerung der Zwischenlagerung über 40 Jahre hinaus angestellt werden. In einzelnen Analysen, z. B. zum Abklingverhalten der hochradioaktiven Abfälle, wurde auch ein hypothetischer Zeitraum von bis zu 100 Jahren zugrunde gelegt.

Aufgabe dieser Studie ist somit, das Zeitverhalten von sicherheitsrelevanten Einflussgrößen so weit wie möglich zu erfassen, eventuelle Tendenzen zu erkennen und Schlüsse hinsichtlich der Entwicklung des Sicherheitsstandes bei der längerfristigen trockenen Zwischenlagerung hochradioaktiver Stoffe zu ziehen. Hieraus werden Empfehlungen abgeleitet, welche die Sicherheit der Zwischenlagerung unter Berücksichtigung möglicher Langzeit- und Alterungseffekte gewährleisten sollen.

Das Vorhaben gibt zunächst einen Überblick über den gegenwärtigen Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der trockenen Zwischenlagerung, wobei auf die nationale und internationale Praxis und Erfahrung eingegangen wird.

Im Weiteren werden die sicherheitstechnischen Aspekte der Zwischenlagerung im Hinblick auf mögliche zeitliche Einflüsse und Veränderungen untersucht und diskutiert. Dabei kommen in der Bearbeitung unterschiedliche Ansätze und Sichtweisen zum Tragen. Während von der GRS gezielt die als sicherheitsrelevant eingeschätzten Aspekte beleuchtet und zum Teil zusätzlich mit eigenen Berechnungen untersucht wurden, verfolgt das beteiligte Öko-Institut den Ansatz eines systematischen Screenings von Systemen und Komponenten im Hinblick auf mögliche Alterungseffekte. Es wird ferner untersucht, in welchem Umfang regelmäßige Prüfungen und Überwachungen zur Aufrechterhaltung des Sicherheitsstandes – z. B. im Rahmen eines systematischen Alterungsmanagementprogramms für Zwischenlager und einer Periodischen Sicherheitsüberprüfung – erforderlich oder empfehlenswert sind.

Betriebliche organisatorische Maßnahmen spielen eine wichtige Rolle bei der Gewährleistung eines langfristig sicheren Zwischenlagerbetriebs. Es wird daher auch untersucht, inwieweit die bestehende Praxis ausreichend erscheint, um auch generationsübergreifend den sicheren Betrieb bei sich verändernden Randbedingungen zu jedem Zeitpunkt zu gewährleisten.

Der vorliegende Bericht wurde in wesentlichen Teilen, insbesondere zu den Themen Periodische Sicherheitsüberprüfung, Alterungsmanagement, Alterung von Behältereinbauten sowie der sonstigen Lagereinrichtungen und Gebäude, von Mitarbeitern des Öko-Instituts verfasst.

Zu den von der GRS durchgeführten Berechnungen und Abschätzungen zum Langzeit- und Abklingverhalten wurden zusätzlich eigenständige technische Berichte erstellt, die als Anhänge zum vorliegenden Bericht verfügbar sind.

## **2 Relevanter Stand von Wissenschaft und Technik**

### **2.1 Nationaler Stand**

#### **2.1.1 Zwischenlager- und Entsorgungskonzept**

Als Folge der 1998 von der damaligen Bundesregierung beschlossenen neuen Energiepolitik wurde im Juni 2000 zwischen der deutschen Bundesregierung und den Betreiberfirmen der Kernkraftwerke vereinbart, Standortzwischenlager zu bauen, um abgebrannte Brennelemente direkt am Ort ihrer Verwendung zu lagern /BMU 00, BEC 04/. Damit verbunden war eine Abkehr vom bisherigen Konzept der Wiederaufarbeitung und der Zwischenlagerung in zentralen Lagern hin zur dezentralen Zwischenlagerung an den einzelnen Kraftwerksstandorten /THO 03/. Derzeit existieren 12 dezentrale Zwischenlager, ein weiteres (Obrigheim) befindet sich im laufenden Genehmigungsverfahren. Alle Zwischenlager sind für die trockene Behälterlagerung ausgelegt und für einen Zeitraum von maximal 40 Jahren genehmigt.

Das derzeitige nationale Entsorgungskonzept für wärmeerzeugende radioaktive Abfälle in Deutschland sieht eine Zwischenlagerung bis zum Jahr 2030 und danach eine tiefegeologische Endlagerung ohne Rückholbarkeit vor.

Anfang 1999 richtete das Bundesumweltministerium den „Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd)“ ein /AKE 02/, der Vorschläge für ein transparentes Suchverfahren nach einem Endlagerstandort vorlegte. Zur Klärung konzeptioneller und sicherheitstechnischer Fragen sind die Erkundungen für ein Endlager in Gorleben seit Inkrafttreten des Moratoriums im Oktober 2000 für längstens zehn Jahre unterbrochen. Eine einfache Lösung für die Endlagerfrage, die auch politische Akzeptanz findet, ist derzeit noch nicht zu erkennen. Vor diesem Hintergrund sollte in Deutschland eine längerfristige Zwischenlagerung als Option in Betracht gezogen werden.

### 2.1.1.1 Vorhandene Zwischenlager

Zur zentralen Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren sind in Deutschland die beiden zentralen Transportbehälterlager (TBL) Ahaus und Gorleben in Betrieb (Tabelle 2-1). Für die Brennelemente aus Greifswald und Rheinsberg wurde das Zwischenlager Nord (ZLN) in Greifswald eingerichtet. Der Kernbrennstoff aus den Hochtemperaturreaktoren AVR und THTR werden in Jülich bzw. Ahaus zwischengelagert.

Darüber hinaus wurden in den letzten Jahren an allen deutschen KKW-Standorten dezentrale Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente (sog. Standort-Zwischenlager) genehmigt und in Betrieb genommen. Die Lagerdauer der Behälter soll bis zu 40 Jahre betragen. Als einziges Zwischenlager in Deutschland verfügt das TBL Gorleben zusätzlich über eine Genehmigung zur Aufbewahrung von verglasten hochradioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung in Form von HAW-Kokillen /BFS 07/. Im TBL Ahaus (Abbildung 2-1) werden neben abgebrannten Brennelementen aus Leistungsreaktoren auch abgebrannte Brennelemente aus Forschungsreaktoren aufbewahrt /BFS 04/.



**Abbildung 2-1:** Transportbehälterlager Ahaus /BFS 05/

**Tabelle 2-1: Kenngrößen der beiden zentralen Zwischenlager in Deutschland  
/BFS 04, BFS 07/**

Standort	maximale Anzahl der Stellplätze für Transport- und Lagerbehälter	Gesamtkapazität (in t Schwermetall)	maximal zulässige Aktivität (in Bq)	maximal zulässige Wärmefreisetzung (in MW)
Ahaus	420	3.960	$2 \cdot 10^{20}$	17
Gorleben	420	3.800	$2 \cdot 10^{20}$	16

## 2.1.1.2 Gebäudekonzepte

### 2.1.1.2.1 Zentrale Transportbehälterlager

Die beiden zentralen Transportbehälterlager Ahaus und Gorleben (Abbildung 2-2) sind in ihrer Konstruktion weitgehend identisch und wurden nach dem sogenannten WTI-Konzept errichtet.



**Abbildung 2-2: CASTOR-Behälter im Transportbehälterlager Gorleben /BFS 05/**

Merkmale des WTI-Konzepts sind:

- relativ dünnwandige Betonstrukturen (Wandstärke ca. 70 cm bzw. ca. 85 cm, Deckenstärke ca. 55 cm),
- zweischiffiges Gebäude

- Naturzugkühlung, keine Abluffilter.

Bei der Hallenausführung nach dem WTI-Konzept ist keine Barrierewirkung von Dach oder Wänden gegen äußere Einwirkungen bei Flugzeugabsturz, Druckwellen oder Einwirkungen Dritter vorgesehen. Der sichere Einschluss des radioaktiven Inventars wird durch die Behälter gewährleistet. Die maximale effektive Dosis in der Umgebung durch radioaktive Freisetzung im Fall des Flugzeugabsturzes wurde mit 10 mSv berechnet /TMO 03/. In ihrer Stellungnahme vom 11.07.2002 kommt die RSK zu dem Ergebnis, dass mit dem CASTOR-Behälterkonzept die grundsätzlichen Schutzfunktionen für einen sicheren Einschluss der Radioaktivität beim Absturz eines großen Flugzeugs gegeben sind /RSK 02c/.

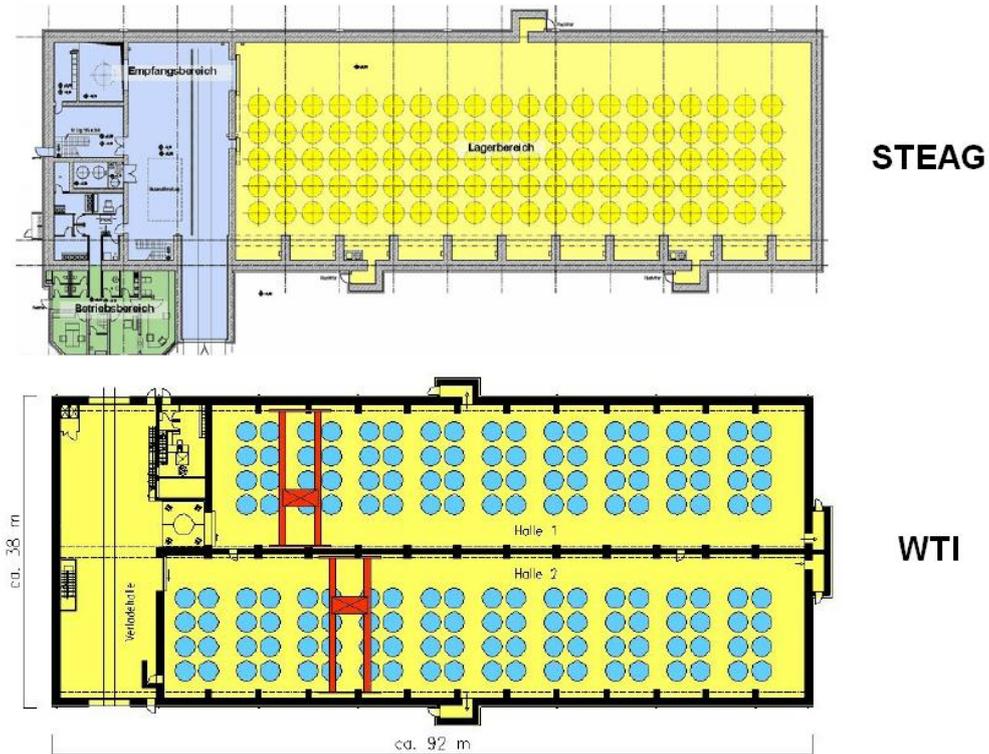
#### **2.1.1.2.2 Standort-Zwischenlager**

Die technische Grundkonzeption für die Errichtung von dezentralen Standort-Zwischenlagern in Deutschland beruht auf der Hallenbauweise in den Varianten STEAG-Konzept und WTI-Konzept (Abbildung 2-3). Das BfS als zuständige Genehmigungsbehörde hat die Genehmigungsverfahren für die Standort-Zwischenlager Lingen (STEAG-Konzept) und Grafenrheinfeld (WTI-Konzept) als Leitverfahren für die weiteren Zwischenlager mit diesen Konzepten eingestuft.

Merkmale des STEAG-Konzepts sind:

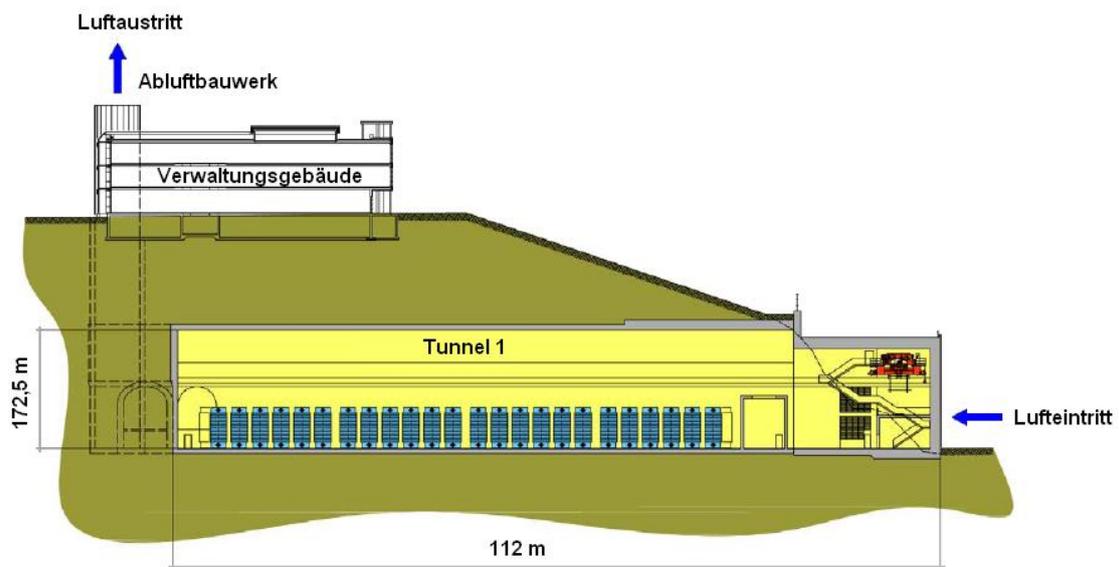
- dickwandige Betonstrukturen (Wandstärke ca. 120 cm, Deckenstärke ca. 130 cm),
- einschiffiges Gebäude,
- Naturzugkühlung, keine Abluffilter.

Das STEAG-Konzept ist für die norddeutschen Standort-Zwischenlager Lingen, Brokdorf, Krümmel, Brunsbüttel, Grohnde und Esenshamm (Unterweser) realisiert. Das WTI-Konzept ist für die süddeutschen Standort-Zwischenlager Biblis, Philippsburg, Grafenrheinfeld, Ohu (Isar) und Gundremmingen verwirklicht.



**Abbildung 2-3:** STEAG-Konzept (oben) und WTI-Konzept (unten) /BFS 05/

Für das Standort-Zwischenlager Neckarwestheim (Gemmrigheim) wurde aufgrund standortspezifischer Gegebenheiten (begrenzte Platzverhältnisse) eine unterirdische Bauweise gewählt. Abweichend von der Hallenbauweise ist hier ein Tunnelkonzept realisiert (Abbildung 2-4).



**Abbildung 2-4:** Tunnelkonzept für Standort-Zwischenlager Neckarwestheim /BFS 05/

Das Zwischenlager besteht aus einem oberirdischen Eingangsgebäude, zwei Lagertunneln, einem Verbindungstunnel sowie aus einem Abluft- und einem Fluchtbauwerk. Im Zwischenlager werden bestrahlte Brennelemente aus den Reaktoren der Kernkraftwerksblöcke GKN I und GKN II in bis zu 151 Transport- und Lagerbehältern der Bauart CASTOR V/19 aufbewahrt. Die Lagerung erfolgt in zwei mit Spritzbeton ausgekleideten, parallelen Tunnelröhren aus Stahlbeton, die durch einen Verbindungstunnel miteinander verbunden sind. Die Luftzufuhr zu den Lagertunneln erfolgt durch Zuluftöffnungen, die sich oberhalb und innerhalb der Eingangstore der Lagertunnel befinden. Die erwärmte Luft verlässt die Lagertunnel durch das Abluftbauwerk. Durch die Betongebäude und die umgebende Gesteinsformation erfolgt eine weitere Abschirmung der von den Brennelementen ausgehenden radioaktiven Strahlung. Die Ein- und Auslagerung der Transport- und Lagerbehälter erfolgt in jedem der beiden Lagertunnel mit einem fest installierten Lagerkran. Die Instandhaltung der Behälter findet in der Behälterwartungsstation des Eingangsgebäudes statt.

### **2.1.2 Regelwerksanforderungen**

Anforderungen für die Lagerung von radioaktiven Stoffen ergeben sich u. a. aus folgenden Gesetzen und Regelwerken:

- Atomgesetz (AtG),
- Strahlenschutzverordnung (StrlSchV),
- Sicherheitstechnische Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern,
- Strahlenschutz-Grundnormen der EU und der IAEA,
- Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen.

Für die Behandlung radioaktiven Materials aus kerntechnischen Anlagen bestehen gemeinsame Regelungen in den Strahlenschutz-Grundnormen der IAEA. Auf dieser Grundlage haben die Mitgliedstaaten der Europäischen Union die Strahlenschutz-Grundnormen der EU erstellt und darauf basierend die Bundesrepublik Deutschland die nationale Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) /SSV 01/.

Artikel 73 Nr. 14 des Grundgesetzes für die Bundesrepublik Deutschland sieht die ausschließliche Gesetzgebungskompetenz des Bundes für die Erzeugung und Nutzung der Kernenergie zu friedlichen Zwecken sowie die Beseitigung radioaktiver Stoffe vor. Grundlegende nationale Regelungen für die Sicherheit von kerntechnischen Einrichtungen in Deutschland sind im Atomgesetz /ATG 02/ enthalten. Das Erfordernis einer Genehmigung zur Aufbewahrung von kernbrennstoffhaltigen Abfällen – hierunter fällt die Zwischenlagerung – behandelt § 6 AtG (Genehmigungsbehörde ist nach § 23 AtG das Bundesamt für Strahlenschutz - BfS), während § 7 AtG in der Regel die Genehmigung für den Umgang mit radioaktiven Abfällen einschließt (Genehmigungsbehörde ist gemäß § 24 AtG die zuständige Behörde des jeweiligen Bundeslandes).

Die Strahlenschutzverordnung regelt den Schutz des Menschen und der Umwelt vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung und greift somit auch bei der Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle.

Unter den nachgeordneten Richtlinien und Empfehlungen mit unmittelbarem Bezug zur Zwischenlagerung sind in erster Linie die „Sicherheitstechnischen Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern“ /RSK 01/ von Bedeutung, die 2001 als Empfehlung der Reaktorsicherheitskommission erstellt wurden. Im Einzelnen gelten die Leitlinien für bestrahlte Brennelemente

- aus Leichtwasserreaktoren mit Urandioxid (mit und ohne abbrennbare Neutronenabsorber) oder Uran-/Plutonium-Mischoxid (MOX) als Kernbrennstoff,
- aus Hochtemperaturreaktoren mit Uranoxid, Thoriumoxid oder karbidischen Materialien als Kernbrennstoff sowie Graphit als Moderator,
- aus Prototyp- und Forschungsreaktoren mit Uran in Form von Oxid, Silizid oder als Uran-Aluminium-Legierung als Kernbrennstoff.

Für die Umgebungsüberwachung sind die Anforderungen der Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) vom 07.12.2005 /REI 05/ maßgeblich.

Für die Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und verglaster hochradioaktiver Abfälle ergeben sich aus den Regelwerken hinsichtlich des Schutzes der Umgebung der Anlage, der Bevölkerung und des Betriebspersonals der Anlage folgende übergeordnete Schutzziele und Anforderungen:

- sicherer Einschluss des radioaktiven Inventars und Schutz gegen die von den Brennelementen ausgehende ionisierende Strahlung,
- Kritikalitätssicherheit im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei allen zu unterstellenden Stöfallereignissen,
- Abfuhr der Nachzerfallswärme,
- ausreichende Vorsorge gegen Störfälle zur Begrenzung möglicher Auswirkungen (Auslegungsstörfälle),
- Maßnahmen zur Reduzierung der Schadensauswirkungen von auslegungsüberschreitenden Ereignissen.

Eine der wesentlichen sicherheitstechnischen Maßnahmen, die in den RSK-Leitlinien gefordert werden, ist hierbei die Entwicklung eines Überwachungskonzepts, das folgende Punkte abdeckt:

- die Berichtspflicht des Betreibers über den Zustand des Gebäudes und der für die Zwischenlagerung erforderlichen Komponenten in einem Abstand von 10 Jahren,
- die Überprüfung des Zustands des Lagergebäudes und der Komponenten durch Begehung und geeignete Messungen,
- wiederkehrende Setzungsmessungen am Lagergebäude,
- stichprobenartige Inspektionen an den Lagerbehältern,
- die Auswertung der Befunde aus wiederkehrenden Prüfungen.

Die nationalen Regelungen zur Zwischenlagerung gehen von einer zeitlich befristeten Aufbewahrung aus, ohne die Zeitdauer genauer zu definieren. Auf die Besonderheiten einer Langzeitzwischenlagerung wird nicht näher eingegangen.

## **2.2 Internationaler Stand der Zwischenlagerung**

Dieses Kapitel befasst sich mit dem internationalen Stand der Zwischenlagerung. Es stellt den internationalen Stand von Wissenschaft und Technik bei der Zwischenlagerung dar.

### **2.2.1 Langzeitaspekte bei der Zwischenlagerung in ausgewählten Ländern**

Beispiele für die Praxis der Zwischenlagerung in verschiedenen Ländern werden beschrieben und deren Konzepte für eine Zwischenlagerung über mehrere Dekaden kurz vorgestellt. Für die Länder

1. Belgien
2. Schweiz
3. Tschechische Republik und
4. USA

werden die Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente und die Regelungen bzw. die Praxis des Umgangs mit Alterungseffekten dargestellt. Die vier Länder wurden ausgewählt, da

- die Lagerungstechnologie der in Deutschland ähnlich ist,
- es sich mit einer Ausnahme um direkt benachbarte Länder handelt,
- in ausreichendem Umfang Quellen verfügbar waren.

Bei der Auswertung zu den genannten vier Ländern ging es darum, alle verfügbaren Informationen zum Umgang mit der Alterung bei Lageranlagen zusammenzustellen. Ergänzende Informationen zu diesen Ländern (z. B. zum technischen Lagerkonzept, zu Mengen und Entsorgungsstrategien) werden hier nicht mehr explizit beschrieben.

### 2.2.1.1 Internationale Beispiele für die Praxis der Zwischenlagerung

Einige Länder, wie z. B. Spanien, Russland oder die Niederlande haben klare Konzepte für eine Langzeitzwischenlagerung erarbeitet und verfügen so über eine längerfristige Zwischenlösung, bis eine reale Gegebenheit für den endgültigen Verbleib der hochradioaktiven Stoffe vorhanden sein wird. Dies nimmt den Ländern den Handlungsdruck und gibt ihnen mehr Flexibilität.

Für eine Langzeitzwischenlagerung wird ausschließlich die trockene Zwischenlagerung vorgesehen, wobei drei technische Varianten unterschieden werden: Behälter, Kanister und Vaults.

- Behälter sind einzelne Einheiten, die in der Regel aus einem massiven Behälterkörper, einem Deckelsystem und einem Brennelement-Tragkorb bestehen. Die bei der Zwischenlagerung zu garantierenden Sicherheitsanforderungen werden im Wesentlichen durch den Behälter allein gewährleistet.
- Kanister sind dünnwandige Edelstahlbüchsen mit einem Brennelement-Tragkorb, deren Deckel verschweißt wird. Sie gewährleisten im Normalbetrieb den sicheren Einschluss und die Kritikalitätssicherheit. Die übrigen sicherheitstechnischen Anforderungen werden nur in Kombination mit einer zusätzlichen Verpackung gewährleistet (Abschirmbehälter beim Transport, meist Betonkonstruktion bei der Lagerung).
- Vaults sind Gebäudestrukturen, in denen die Brennelemente in gekapselter Form in röhrenartigen Konstruktionen gelagert werden. Der sichere Einschluss des radioaktiven Inventars wird durch Brennelement-Kartuschen gewährleistet, alle anderen Sicherheitsfunktionen durch das Gebäude.

Im Rahmen des BMU-Vorhabens SR 2473 „Arbeiten zu den Staatenberichten und Review Meetings zum Gemeinsamen Übereinkommen über nukleare Entsorgung“ hat das Öko-Institut die Staatenberichte ausgewertet, die zur zweiten Überprüfungskonferenz zur Joint Convention im Jahre 2006 vorgelegt wurden. Die Auswertung befasst sich auch mit der Frage, in welchen Ländern eine trockene Zwischenlagerung durchgeführt wird, welche Technologien dabei angewandt werden und welche Betriebs- und Einlagerungszeiträume vorgesehen sind /ÖKO 06/. In Ergänzung dazu werden nachfolgend

weitere Informationen aufgeführt, die den internationalen Stand auf dem Gebiet der Zwischenlagerung beschreiben.

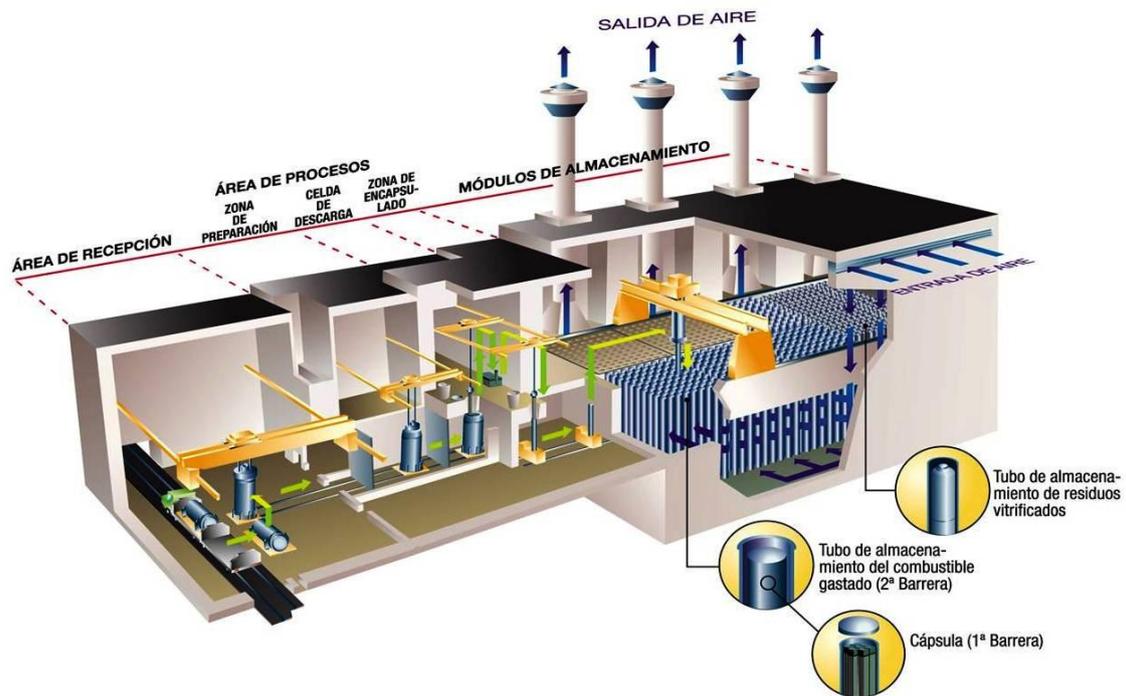
## **Spanien**

Spanien verfügt neben weiteren kerntechnischen Einrichtungen über 8 im Betrieb befindliche kommerzielle Reaktoren mit einer vorgesehenen Betriebszeit von 40 Jahren. Die Strategie des Waste Management in Spanien sieht verschiedene Zwischenlager als Nass- oder Trockenlager an den Standorten der Kernkraftwerke und darüber hinaus ein zentrales Zwischenlager vor. Das zentrale Zwischenlager ist in Planung und wird frühestens im Jahr 2014 zur Verfügung stehen. Derzeit wird noch ein geeigneter Standort gesucht, der die Akzeptanz in der Bevölkerung findet. Das Lagergebäude soll für eine Langzeitlagerung, von etwa 60 Jahren ausgelegt werden.

Technische Merkmale sind:

- modulare Gebäudeteile (Vault),
- passives Kühlsystem,
- gekühlte, doppelwandige (zur Vermeidung von Luftkontamination) vertikale Schächte, gefüllt mit Edelgas zur Verhinderung von Korrosion während der Langzeitlagerung,
- Auslegung gegen Unfälle mit Wasserflutung, Feuer, Explosion, Lastabsturz, Erdbeben, Wirbelstürme, Gasexplosion von außen, Flugzeugabsturz,
- der radioaktive Abfall kann jederzeit entladen werden, falls dies erforderlich ist.

Abbildung 2-5 zeigt einen Gebäudeaufriß des geplanten Langzeit-Zwischenlagers CTS in Spanien. Das CTS entspricht weitgehend dem Konzept des niederländischen Langzeit-Zwischenlagers HABOG, das bereits in Betrieb ist.



**Abbildung 2-5:** Geplantes Langzeit-Zwischenlager CTS in Spanien

## Niederlande

In den Niederlanden werden abgebrannte Brennelemente aus den beiden Kernkraftwerken Borssele (in Betrieb) und Dodewaard (1997 stillgelegt) im Ausland wiederaufgearbeitet. Der hochradioaktive Abfall wird zurückgeführt, zwischengelagert und muss endgelagert werden. Zwischen 1982 und 2008 fielen lediglich 30 m<sup>3</sup> hochaktiven Abfalls an. Gemäß den politischen Vorgaben soll der radioaktive Abfall für eine Zeit von mindestens 100 Jahren zentral oberirdisch zwischengelagert werden, bevor er einem Endlager zugeführt wird /COD 07/.

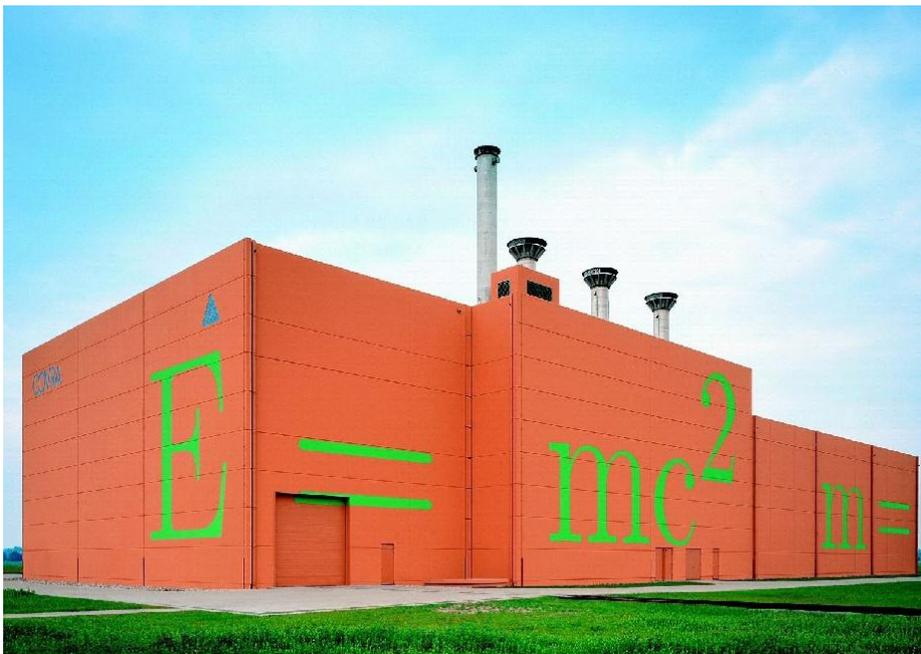
Zur Finanzierung der Langzeit-Zwischenlagerung wurde ein Kapital-Wachstums-Fond gebildet, mit dem sichergestellt werden soll, dass auch für die kommenden Generationen in den nächsten 100 Jahren der Betrieb des Langzeit-Zwischenlagers und die ausstehende Endlagerung finanziell abgesichert sind.

Die Standortgenehmigung für das zentrale Zwischenlager HABOG (Highly Radioactive Waste Processing and Storage Building) in Vlissingen nahe dem KKW-Standort Borssele sieht separate Trockenlagereinheiten für wärmeentwickelnde und nicht-wärmeentwickelnde Abfälle vor. Dort sollen u. a. die verglasten Abfälle aus der Wie-

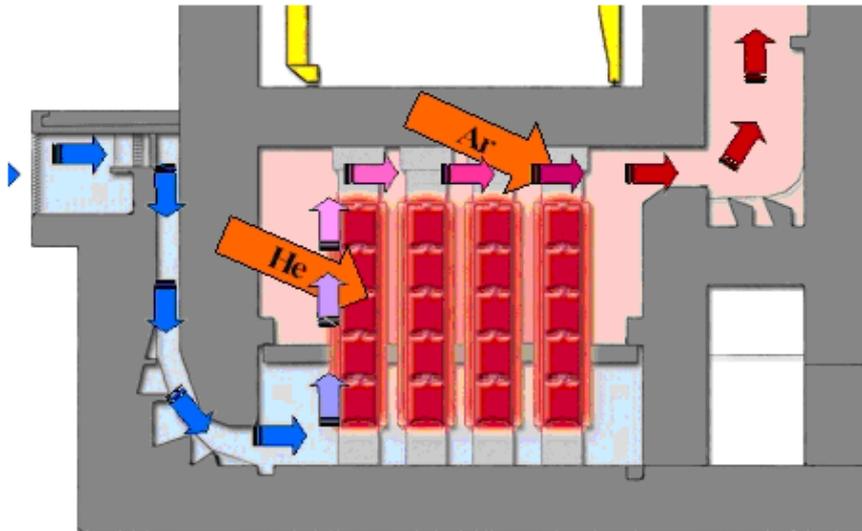
deraufarbeitung, bestrahlte Brennelemente aus den Forschungsreaktoren in Petten und Delft, sowie andere hochradioaktive Abfälle aus Forschungstätigkeiten gelagert werden. Die Anlage (Abbildung 2-6) ist für eine Betriebsdauer von 100 Jahren ausgelegt und umfasst folgende Teilanlagen /COV 03/:

- drei luftgekühlte Kammern mit insgesamt 114 Schächten, in denen Glaskokillen und Behälter mit bestrahlten Brennelementen eingelagert werden,
- drei luftgekühlte Kammern für mittelradioaktive Abfälle einschließlich kompakterter Hülsen und Endstücke aus der Wiederaufarbeitung sowie bituminierter und zementierter Abfälle,
- eine heiße Zelle für die Verpackung bestrahlter Kernbrennstoffe.

Der Lagerbereich für abgebrannte Brennelemente ist in 8 Module für je 500 tU unterteilt /MES 09/.



**Abbildung 2-6:** Langzeit-Zwischenlager HABOG in den Niederlanden



**Abbildung 2-7:** Passives Kühlsystem des Langzeit-Zwischenlagers HABOG

Das Gebäude des Zwischenlagers, eine Betonkonstruktion mit Wärmeschutzplatten, hat die Abmessungen 90 x 45 x 20 m (Länge x Breite x Höhe). Es ist gegen natürliche und zivilisationsbedingte äußere Einwirkungen ausgelegt. Die Wände bestehen aus 1,7 m dickem, verstärktem Beton und sollen neben Stabilität über einen Zeitraum von 100 Jahren auch eine ausreichende Abschirmwirkung für die Strahlung des hochradioaktiven Inventars gewährleisten. Die Lagerung des hochradioaktiven Abfalls erfolgt in luftgekühlten Schächten; die mit Argon gefüllt sind. Die Behälter werden mit Helium beaufschlagt (Abbildung 2-8). Im HAW-Lagerbereich wird der Beton der Gebäude auf eventuelle Veränderungen überwacht /NED 08/.

Bei der Planung wurde das Prinzip verfolgt, die erforderlichen Wartungsarbeiten am Gebäude wie auch innerhalb des Gebäudes möglichst gering zu halten. Die Luftfeuchtigkeit im Gebäude wird konstant gehalten, um einer Korrosionsbildung entgegenzuwirken.

Das Langzeit-Zwischenlager HABOG ist seit dem Jahr 2003 in Betrieb, die praktischen Erfahrungen sind daher noch gering. Im Dezember 2007 waren 20 Behälter mit Forschungsreaktor-Brennelementen aus Borssele eingelagert /NED 08/.

## Belgien

In Belgien werden am Standort des Kraftwerks Doel abgebrannte Brennelemente in metallischen Transport- und Lagerbehältern gelagert. 1995 wurde dort mit der Einlage-

rung begonnen. Die geplante Lagerzeit liegt bei 50 – 70 Jahren. Dessel ist der zentrale Standort in Belgien für die Behandlung und Zwischenlagerung von HAW. Dort werden Brennelemente eines Forschungsreaktors in CASTOR-BR-7-Behältern und HAW-Kokillen ohne Behälter in vertikalen Schächten zwischengelagert /ÖKO 06/.

In der Lizenz jeder kerntechnischen Anlage in Belgien ist eine Sicherheitsüberprüfung alle 10 Jahre vorgesehen. Diese beinhalten den Nachweis, dass sich der Sicherheitsstandard nicht geändert hat und nach wie vor dem der Lizenzierung entspricht bzw. gegebenenfalls verbessert und angepasst wird /BEL 06/. Es werden sowohl der Zustand der Anlage als auch die Einhaltung der gesetzlichen Anforderungen überprüft. Bei der Überprüfung des Zustands der Anlage soll vermehrt Aufmerksamkeit auf Alterungserscheinungen, Verschleiß und andere Faktoren, die die Sicherheit in der nächsten Dekade beeinträchtigen können, gelegt werden /BEL 06/. Der daraus resultierende Bericht enthält die gefundenen Ergebnisse der Untersuchung, die Notwendigkeit und Möglichkeiten von erforderlichen Sanierungsmaßnahmen und, wenn nötig, die Optimierungen, die sich daraus ergeben sowie den Zeitplan für ihre Umsetzung. Der Bericht wird an die zuständige Sicherheitsbehörde (FANC, Federal Agency for Nuclear Control) weitergeleitet.

Im Rahmen der 10-jährigen Sicherheitsüberprüfung werden auch die geologischen, seismischen, hydrologischen und meteorologischen Charakteristika des Standorts wiederholt überprüft und die Einflüsse der benachbarten Industrieanlagen im Umfeld der Anlage untersucht. Desweiteren werden die Gefahren durch Flugzeugabstürze, Gasexplosionen, Giftgaswolken und Großfeuer neu bewertet /BEL 06/.

Während des Betriebs der Anlagen können vom Betreiber aufgrund von Erfahrungen („operational experience feedback“) unter Umständen Veränderungen an den Anlagen vorgenommen werden. So wird bei Vorkommnissen eine Ursachenanalyse durchgeführt, woraus Korrekturmaßnahmen und die „lessons learnt“ folgen. Im Rahmen des „operational experience feedback“ wurden von AVN (Association Vinçotte Nuclear)<sup>1</sup> Datenbanken angelegt, um die Erfahrungen zu systematisieren und dem Umgang damit zu vereinfachen.

---

<sup>1</sup> AVN (jetzt BELV) ist in Belgien als anerkannte Überwachungsinstanz tätig und von Art und Aufgaben her vergleichbar zu den TÜV in Deutschland anzusehen (<http://www.belv.be>).

Vorschläge des Betreibers einer Anlage zum „operational experience feedback“ in Form von Anträgen werden vom Health Physics Department untersucht und in verschiedenen Sicherheitskategorien eingeteilt, je nachdem, wie ihr Einfluss auf die Sicherheit der Anlage bewertet wurde. Im Rahmen eines solchen Verfahrens wurden beispielsweise Veränderungen an Neutronenabsorbern, am Kran und an Eingangstoren vorgenommen /BEL 06/.

Die technischen Spezifikationen im Sicherheitsbericht beschreiben für jeden Zustand der Anlage die betriebsbedingten Grenzwerte und Konditionen. Außerdem sind dort alle Maßnahmen beschrieben, die durchgeführt werden müssen, wenn Grenzwerte überschritten wurden. In den Technischen Spezifikationen des Sicherheitsberichtes werden u. a. alle Kontrollen und Tests neben ihrer Frequenz vorgeschrieben. Für jedes sicherheitsrelevante Teil wird eine Akte geführt, die alle relevanten Daten bezüglich der Überprüfungen und Tests beinhaltet. Ferner sind in dieser Akte alle Daten zu Alterungstests nach IEEE 323 (Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations) oder Erfahrungswerte aus ähnlichen Anlagenbestandteilen enthalten, die eine eingeschränkte Lebensdauer haben /BEL 06/.

## **Schweiz**

In der Schweiz erfolgt die trockene Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen zusammen mit verglastem HAW im sog. Zentralen Zwischenlager in Würenlingen (Zwilag). Die Abfälle werden dort in Transport- und Lagerbehältern gelagert /ÖKO 06/. In Beznau befindet sich ein weiteres Zwischenlager. Mit der Einlagerung wurde dort 2008 begonnen.

Alle in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke unterliegen in der Schweiz der Richtlinie der HSK für die Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken /HSK 01/. Auf andere Kernanlagen ( z. B. Anlagen zur Lagerung radioaktiver Abfälle) wird diese Richtlinie sinngemäß angewendet.

Die Alterungsüberwachungsprogramme werden im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen von allen schweizerischen Kernkraftwerken und vom Zentralen Zwischenlager weitgehend planmäßig durchgeführt und verlaufen der zuständigen Aufsichtsbehörde zufolge zufriedenstellend /HSK 04/. Das Alterungsüberwachungsprogramm stellt ein systematisches, fortdauerndes Vorgehen dar, um Alterungseffekte von Werk- und Baustoffen rechtzeitig zu erkennen und ggf. Maßnahmen zu ihrer Be-

hebung zu veranlassen. Die Ergebnisse der Untersuchung der Alterungsmechanismen dienen der Planung von Instandhaltungsmaßnahmen und werden in Qualifizierungsvorhaben von zerstörungsfreien Werkstoffprüfungen an mechanischen Komponenten verwendet /HSK 03/.

Die HSK-Richtlinie „Transport- und Lagerbehälter (T/L-Behälter) für die Zwischenlagerung“ von April 2008 /HSK 08/ schreibt vor, dass für sämtliche verwendeten Werkstoffe eine ausreichende Alterungsbeständigkeit über die vorgesehene Einsatzdauer unter Annahme der Randbedingungen für die Behälterauslegung im Sicherheitsbericht nachzuweisen ist. Die Richtlinie verlangt ferner, dass Lagergut „während der Zwischenlagerung jederzeit aus den Behältern entnommen werden kann“. Die hierzu erforderlichen Maßnahmen sind vom Betreiber darzulegen, der nachweisen muss, dass diese Maßnahmen „auch bei alterungsbedingten Veränderungen im Lagergut und im Behälter selbst ausreichend sind“.

Die Richtlinie „Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen“ der HSK hat den Zweck, Umfang und Ablauf des behördlichen Aufsichtsverfahrens bei der Alterungsüberwachung in Kernanlagen darzulegen /HSK 04/. Sie gilt hauptsächlich für Kernkraftwerke innerhalb von Projektierung, Bau, Betrieb und Stilllegung, wird aber fallweise auch für andere Kernanlagen (Forschungsanlagen sowie Anlagen zur Behandlung und Lagerung radioaktiver Stoffe) angewendet.

Diese Richtlinie beschreibt die Grundsätze der Alterungsüberwachung für die mechanischen, elektrischen und baulichen Ausrüstungen der Kernanlagen und legt deren notwendige Elemente fest. Dadurch sollen die Betreiber einer Kernanlage in die Lage versetzt werden, die für das Aufsichtsverfahren erforderlichen Nachweise für die Alterungsüberwachung zu erbringen und entsprechende Alterungsüberwachungsmaßnahmen vorzusehen. Es werden Aspekte behandelt, die sich aus der Werkstoff-, Baustoff- und Materialalterung von mechanischen und elektrischen Ausrüstungen sowie von Bauwerken ergeben.

Ihr Anwendungsbereich umfasst alle Ausrüstungen und Bauwerke, deren Funktion und Integrität für die Sicherheit einer Kernanlage erforderlich sind, also alle Anlageteile, deren alterungsbedingtes Versagen signifikante Auswirkungen auf den sicheren Betrieb der Anlage haben kann. Die Alterungsüberwachung und das Ergebnis ihrer Überprüfung sind mit verschiedenen Unterlagen zu belegen. Hierzu zählt u. a. eine fachspezifi-

sche Übersicht über die Alterungsmechanismen, die für Werkstoffe oder Bauteile des betrachteten Anlagenbereichs nach der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik wirksam sein können. Jedem wichtigen Bauteil müssen die bekannten Alterungsmechanismen zugeordnet werden. Dabei sind die Einflussparameter für den jeweiligen Alterungsmechanismus sowie der aktuelle Zustand des Bauteils zu berücksichtigen. Es müssen die Alterungsmechanismen betrachtet werden, die kontinuierlich zu einer Veränderung der Werkstoffeigenschaften des Bauteils führen oder durch zeitweise Einwirkungen zu einer fortschreitenden Schädigung führen können. Auch die Verstärkung durch das Auftreten von verschiedenen Alterungsmechanismen muss betrachtet werden, ebenso wie Empfehlungen des Herstellers, die Betriebsgeschichte, die Auswertung der Instandhaltungs- und Betriebserfahrung in der eigenen Anlage, die Auswertung von Schadensfällen an vergleichbaren Anlageteilen von Kernanlagen im In- und Ausland oder Erkenntnisse aus den Werkstoffwissenschaften. Außerdem muss der sich weiterentwickelnde internationale Erfahrungsstand von Kerntechnik und Industrie periodisch betrachtet werden.

Die im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms erstellten Unterlagen müssen jeweils bei für die Alterung wesentlichen Änderungen und Nachrüstungen, beim Vorliegen neuer Erkenntnisse oder anlässlich der periodischen Sicherheitsüberprüfung, spätestens jedoch nach zehn Jahren überprüft und der HSK vorgelegt werden.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung müssen Bauwerke der Bauwerksklasse 1 (Erdbebenklasse EK1) alle 10 Jahre untersucht werden /HSK 04/. Hierbei muss eine Liste von maßgebenden Alterungsmechanismen für die verschiedenen eingesetzten Baustoffe (z. B. Beton, Stahlbeton, Verankerungselemente, Fugenbänder, Abdichtungen etc.) erstellt werden. Weiter muss ein Plan der Untersuchungsmethoden aufgestellt werden, gegliedert in visuelle Inspektionen, Prüfungen am Bauteil, Laboruntersuchungen sowie indirekte Untersuchungsmethoden für unzugängliche Bauteile. Der Zustand und die Kriterien für die Bewertung der Bauteile müssen beschrieben, die Ergebnisse dokumentiert und beurteilt werden. Gegebenenfalls werden Maßnahmen zur Mängelbehebung oder präventive Maßnahmen durchgeführt /HSK 04/. In /HSK 04/ wird das Vorgehen zur Überprüfung von Alterungsmechanismen für elektrotechnische Komponenten und Maschinenteknik beschrieben.

## Russland

In Russland wird abgebrannter Brennstoff nicht als radioaktiver Abfall angesehen, sondern als grundsätzlich verwertbares Material. Eine Endlagerung von abgebranntem Brennstoff ist daher nicht vorgesehen, sondern nur eine längerfristige Zwischenlagerung.

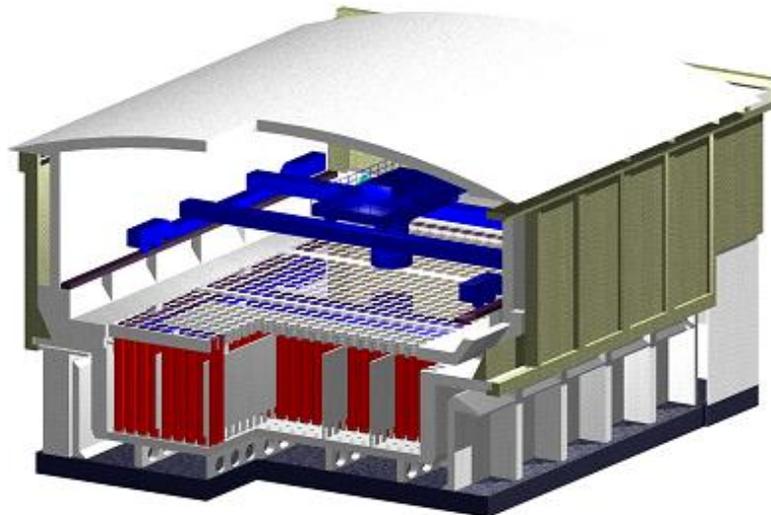
Etwa 18.500 t abgebrannter Brennstoff wird in Standortlagern oder zentralen Lagereinrichtungen zwischengelagert, wie z. B. in Mayak (Abbildung 2-9). Das Zwischenlager in Mayak ist ein Nasslager mit einer Kapazität von 2.500 t abgebrannten Brennstoffs und seit 1977 in Betrieb.



**Abbildung 2-9:** Zentrales Zwischenlager in Mayak /SHA 07/

In Krasnoyarsk ist ein Langzeit-Zwischenlager vorgesehen, das im Jahr 2016 in Betrieb gehen soll /SHA 07/. Es handelt sich um ein Trockenlager mit einer Kapazität von 42.865 t  $UO_2$ . Es ist eine Lagerzeit von 50 Jahren vorgesehen. Abbildung 2-10 zeigt einen Gebäudeschnitt des Langzeit-Zwischenlagers Krasnoyarsk.

Das Konstruktionsmaterial ist Beton, wobei die Betontemperatur  $90^{\circ}C$  nicht übersteigen soll. In 12.208 Zellen mit einem Durchmesser von 72 cm und einer Höhe von 10,2 m wird der abgebrannte Brennstoff gelagert. Die Temperatur der Zelle liegt unter  $150^{\circ}C$ , die des Brennstoffs unter  $300^{\circ}C$ .



**Abbildung 2-10:** Geplantes Langzeit-Zwischenlager in Krasnoyarsk /SHA 07/

## Litauen

Litauen verfügt mit dem Kernkraftwerk Ignalina über zwei graphitmoderierte, leichtwassergekühlte Reaktoren sowjetischer Bauart des Typs RBMK-1500. Der erste Block (Inbetriebnahme 1985) wurde 2004 stillgelegt, der zweite Block (Inbetriebnahme 2005) wurde 2009 abgeschaltet. Insgesamt 2.500 t abgebrannter Brennstoff fallen jährlich an, eine Wiederaufarbeitung ist nicht vorgesehen. Der abgebrannte RBMK-Kernbrennstoff wird seit dem Jahr 2000 in CASTOR- und CONSTOR-Behältern gelagert. Anfang 2008 standen 94 beladene Behälter, davon 20 vom Typ CASTOR und 74 vom Typ CONSTOR, auf einer Freifläche des Kraftwerksgeländes. Das Lager soll um weitere 22 CONSTOR-Lagerplätze erweitert werden. Der CONSTOR-Behälter unterscheidet sich vom CASTOR-Behälter im Wesentlichen durch den Aufbau des Grundkörpers. Anstelle des Gusskörpers besteht der CONSTOR-Behälter aus einem doppelwandigen Stahlmantel, dessen Zwischenräume mit einem Gemisch aus Zement und Eisengranulat („Constorit“) ausgegossen sind.

Ein Zwischenlager mit einer Lagerhalle für 201 CONSTOR-Behälter ist in der Planung (siehe Abbildung 2-11). Die Baugenehmigung wurde 2009 erteilt. Das Lager wird für eine Betriebszeit von mindestens 50 Jahren ausgelegt. Die dafür zu stellenden Anforderungen werden im Einzelnen noch diskutiert. Die Behälter werden mit zwei zu verschweißenden Deckeln ausgerüstet. Eine Dichtheitsüberwachung ist nicht vorgesehen.

Das Lager wird mit einer heißen Zelle ausgestattet, um ggf. schadhafte Behälter öffnen und entladen zu können.



**Abbildung 2-11:** Geplantes Zwischenlager in Litauen

### **Tschechische Republik**

In der Tschechischen Republik favorisiert die Politik gegenwärtig klar die Endlagerung der radioaktiven Abfälle in tiefen geologischen Formationen. Die Option einer zukünftigen Wiederaufbereitung von Kernbrennstoffen wird nicht aufgegeben. Die Entscheidung darüber liegt im Prinzip bei den Kraftwerksbetreibern, die eine Wiederaufbereitung derzeit aber als unwirtschaftlich betrachten.

Tschechien betreibt in Dukovany seit 1995 ein Trockenlager für Behälter vom Typ CASTOR WWER 440/84. Das Zwischenlager ISFSF ist für 600 tSM ausgelegt und seit 2006 vollständig gefüllt. Das neue SFSF Behälterlager ist seit 2007 in Betrieb und mit einem Korridor mit dem alten Lager verbunden. Die Kapazität beträgt 1.340 tSM. Ein zweites Zwischenlager in Temelin mit einer geplanten Kapazität von 1.370 tSM soll im Jahr 2014 in Betrieb genommen werden /KUB 07/. Es wird erwartet, dass durch den Betrieb von Kernkraftwerken in Tschechien bis 2030 etwa 3.300 tSM als bestrahlte Brennelemente anfallen, die entsorgt werden müssen. Der Zeitplan der Regierung sieht die Genehmigung zur Errichtung eines zentralen Endlagers in Tschechien bis zum Jahr 2015 vor. Mit dem Bau des Endlagers soll etwa 2030 begonnen werden. Die endgültige Fertigstellung und Inbetriebnahme des Endlagers wird für das Jahr 2065

anvisiert. Daraus resultiert eine vorgesehene Zwischenlagerzeit von bis zu 70 Jahren /CZE 05/.

Die Genehmigung zum Betrieb eines Zwischenlagers wird in Tschechien von der Aufsichtsbehörde nicht für die gesamte zu erwartende Laufzeit ausgestellt, sondern nur für eine begrenzte Zeit, die normalerweise 10 Jahre nicht überschreitet /SUJ 04/. Hauptgrund für diese zeitliche Limitierung sind die Bestimmungen des tschechischen Atomgesetzes, das die Betreiber zwingt, den Anforderungen gemäß Artikel 4 in systematischer und angemessener Weise zu entsprechen und dabei die aktuellen Entwicklungen von Wissenschaft und Technik zu beachten. Auf diese Weise soll sichergestellt werden, dass die Ergebnisse der Überprüfungen umgesetzt werden.

Im Zwischenlager Dukovany findet eine periodische Überprüfung verschiedener Komponenten der Gebinde statt. So werden entsprechend den Verordnungen die Helium-Druck-Sensoren zwischen den beiden Deckeln der Behälter alle 6 Jahre überprüft, die Tragzapfen der Behälter alle 3 Jahre. Bei der Überprüfung der Drucksensoren werden auch die Schrauben der Tragzapfen auf Korrosion überprüft. Wie in „Standard Technological Procedure TTČ-2003/01“ vorgeschrieben, werden die Schrauben ausgebaut, inspiziert, gereinigt und bei Bedarf ersetzt. Dann werden die Tragzapfen zum Test mit Gewicht belastet. Weitere Inspektionen und Wartungen sind in der „Operating Procedure P181j“ festgelegt /CZE 05/. Laut /SUJ 04/ werden außerdem die Krananlage, die Traverse, andere Handhabungsvorrichtungen und das Überwachungssystem der Anlagen regelmäßig überwacht.

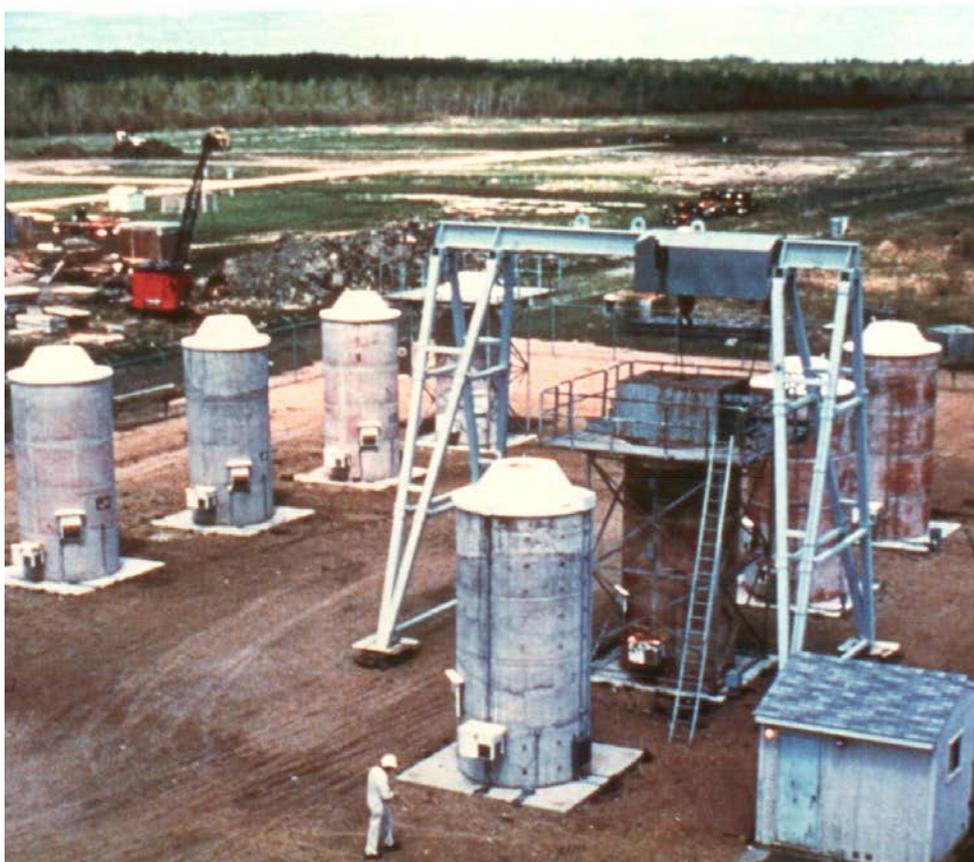
## **Kanada**

Für die trockene Zwischenlagerung der in kanadischen Kernreaktoren verwendeten CANDU-Brennelemente (Canadian Deuterium Uranium) kommen in Kanada zwei Konzepte zum Einsatz: Trockenlagerbehälter (dry storage canisters, DSC) und Betonbehälter (concrete canisters, CC). Beide Lagerarten werden routinemäßig durch Sichtinspektion, Strahlungsfeldmessungen, Temperaturmessungen, Gasanalysen und Grundwasserproben überwacht.

Die aus Beton und Stahl bestehenden Trockenlagerbehälter (DSC bzw. OPG) können jeweils 384 BE-Bündel aufnehmen /STE 07/; sie sind transportabel und können mit einem Overpack auch für den Transport, z. B. zu einem Endlager, verwendet werden.



**Abbildung 2-12:** OPG-Trockenlagerbehälter /STE 07/

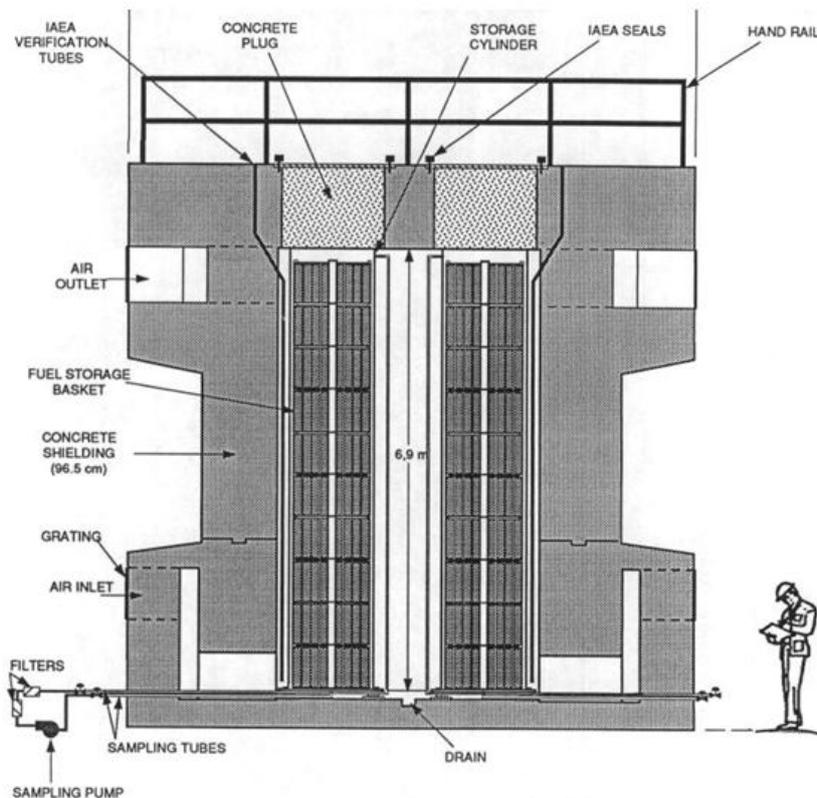


**Abbildung 2-13:** Lagerung von Concrete Canisters am Standort Whiteshell Laboratories /STE 07/

Ein Betonbehälter (CC) kann 9 BE-Tragkörbe mit jeweils 60 abgebrannten BE-Bündeln aufnehmen, entsprechend einer Lagerkapazität von ~10 tSM. Die Zwischenlagerung der Betonbehälter erfolgt entweder im Freien (Abbildung 2-13) oder in Modulbauweise nach dem von der AECL (Atomic Energy of Canada Limited) entwickelten MACSTOR-Design (Modular Air-Cooled Storage). Ein MACSTOR-200 Lagermodul (Abbildung 2-14) kann bis zu 12.000 bestrahlte CANDU-BE-Bündel in 200 Tragkörben aufnehmen.

Die Lagermodule sind Einschlüsse aus Stahlbeton, in denen zwei Reihen von versiegelten Stahlzylindern, die die BE-Bündel enthalten, stehend aufbewahrt werden. Die Betonwände sind mit Betonstahl verstärkt. Die Außenseite der Stahlzylinder ist zum Schutz vor Korrosion verzinkt. Die Kühlung erfolgt durch natürliche Konvektion der Luft innerhalb der Einschlüsse.

Die Trockenlagerung von bestrahlten CANDU-Brennelementen verlief bisher ohne Zwischenfälle. An den CC-Behältern wurden kleinere Risse beobachtet, ohne dass dadurch die Abschirmwirkung beeinträchtigt war /MES 03/.



**Abbildung 2-14:** MACSTOR-Modul zur trockenen Zwischenlagerung abgebrannter CANDU-Brennelemente in Kanada

## **Südkorea**

In Südkorea sind bis Ende 2007 ca. 9.400 tSM aus dem Betrieb von 12 DWR und ca. 2.700 tSM aus dem Betrieb von 4 CANDU-Reaktoren angefallen. Das Konzept der koreanischen Atomenergiebehörde AEC (Korean Atomic Energy Committee) sieht vor, die bestrahlten Brennelemente in einem zentralen Zwischenlager aufzubewahren, bis die koreanische Regierung eine Strategie für die Endlagerung entwickelt hat. Bis zum Jahr 2016 soll ein zentrales Zwischenlager zur Verfügung stehen, dessen Kapazität in der ersten Ausbaustufe zunächst 2.000 tSM und in der Endstufe 20.000 tHM betragen soll. Die Art der Zwischenlagerung – trocken oder nass – soll im Rahmen einer Machbarkeitsstudie ermittelt werden, die sowohl technische als auch ökonomische Aspekte beinhaltet /PNC 04/. Bis 2016 ist die Lagerung aller bestrahlten Brennelemente an den Reaktorstandorten vorgesehen. Hierfür ist eine Erweiterung der Standortlagerkapazitäten erforderlich.

## **USA**

Die US-Regierung betrachtet die Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente als Interimslösung bis zur Inbetriebnahme eines Endlagers in tiefen geologischen Formationen.

Für die Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente sind in den USA gegenwärtig 5 staatliche und 41 kommerzielle Trockenlager (Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI) sowie ein lizenziertes Nasslager (GE Morris, Illinois) in Betrieb (Abbildung 2-15). Insgesamt sind zum Jahr 2007 rund 12.600 Tonnen Schwermetall in Trockenlagern untergebracht. Die Genehmigungen für den Betrieb der ISFSI sind jeweils 20 Jahre gültig; sie können nach Ablauf dieser Zeit verlängert werden. In den ISFSI werden ungefähr 20 verschiedene Behältertypen verwendet, wobei die Bandbreite von Vielzweck-Kanistern über Vaults bis hin zu Metallbehältern reicht. Der erste Behälter für die trockene Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente wurde im Juli 1986 eingelagert /DOE 05/. Es wurde seither nie von einer Leckage oder anderen Problemen mit den bis heute verwendeten Behältern berichtet.

Die U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) begrenzt die maximal zulässige Brennstofftemperatur bei der Trockenlagerung auf 360-370°C, abhängig von der Art des Brennstoffs und der Höhe des Abbrandes /SCH 92/.

### Licensed/Operating Independent Spent Fuel Storage Installations



Abbildung 2-15: Standorte der lizenzierten Zwischenlager in den USA /NRC 09d/

Die Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente in den USA erfolgt weit überwiegend in den Lagerbecken der Kernkraftwerke. Nur in wenigen Fällen erfolgt die trockene Lagerung in Behältern. Die Lagerbehälter werden entweder horizontal in Betonstrukturen eingelagert (Zwischenlager Robinson, Abbildung 2-16, oberes Bild) oder stehen im Freien auf Betonfundamenten (Zwischenlager Surry, Abbildung 2-16, unteres Bild).



**Abbildung 2-16:** Zwischenlagerung von Trockenlagerbehältern in USA (oben: Robinson; unten: Surry) /NRC 02/

In den USA gibt es Safety Reviews für Zwischenlager, die vom Department of Energy (DOE) durchgeführt werden. Art und Frequenz der Überwachungen und Inspektionen hängen von der Art des Zwischenlagers und den Resultaten der vorherigen Safety Reviews ab.

### **2.2.1.2 Regulatorische Maßnahmen zum Alterungsmanagement in den USA**

In den Vereinigten Staaten wurden Genehmigungen für die Trockenlagerung von abgebrannten Brennelementen bisher für 20 Jahre Lagerungsdauer begrenzt erteilt. Hintergrund dieser Regelung war, dass

1. die übergeordnete Policy-Entscheidung die Endlagerung gegenüber der Zwischenlagerung bevorzugte, weil sie von der Sicherheit, dem physischen Schutz, dem Schutz der Umwelt und von der Wirtschaftlichkeit her als vorteilhafter beurteilt wurde /SHF 07/,
2. laut geltender gesetzlicher Regelung /NWP 82/ von der frühen Annahmefähigkeit eines Endlagers (Yucca Mountain, Nevada) ausgegangen wurde, und
3. ein längerfristiger Lagerbedarf für abgebrannte Brennelemente daher nicht gesehen wurde.

Insofern war die Lagerung in Behältern lediglich als Überbrückung angesehen worden, eine Qualifizierung für längere Zeiträume wurde nicht für erforderlich gehalten.

Bevor die Laufzeit der ersten befristet erteilten Genehmigung für „unabhängig von anderen Anlagen betriebene Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente“<sup>2</sup> ablief (Surry, Fa. Dominion, Ablaufdatum 31.07.2006), wurde 2002 beantragt, für das Zwischenlager Surry (Virginia) eine Verlängerung auf insgesamt 40 Jahre Betriebszeit zu genehmigen. In 2004 beantragte Process Energy Carolinas Inc. eine Verlängerung ihrer Lizenz für das Lager H. B. Robinson. Die Genehmigungsbehörde NRC erwog in /NRC 04/ die verfügbaren Optionen und kam zu dem Schluss, Option 4 den Vorzug zu geben:

---

<sup>2</sup> „Independent Spent Fuel Storage Installation“, ISFSI

*„Option 4: Grant Surry a 40-year license-renewal period with appropriate license conditions to manage aging, and initiate a program to review the technical basis for a future rulemaking.“ /NRC 04/*

Im September 2009 hat die NRC den Entwurf ihrer Regelung für die Lizenzverlängerung auf 40 Jahre Lagerzeit im Code of Federal Registers veröffentlicht /NRC 09a/. Die Regel bezieht sich auf die Zulassung der Lagerbehälter für diesen Lagerzeitraum. Sie fordert

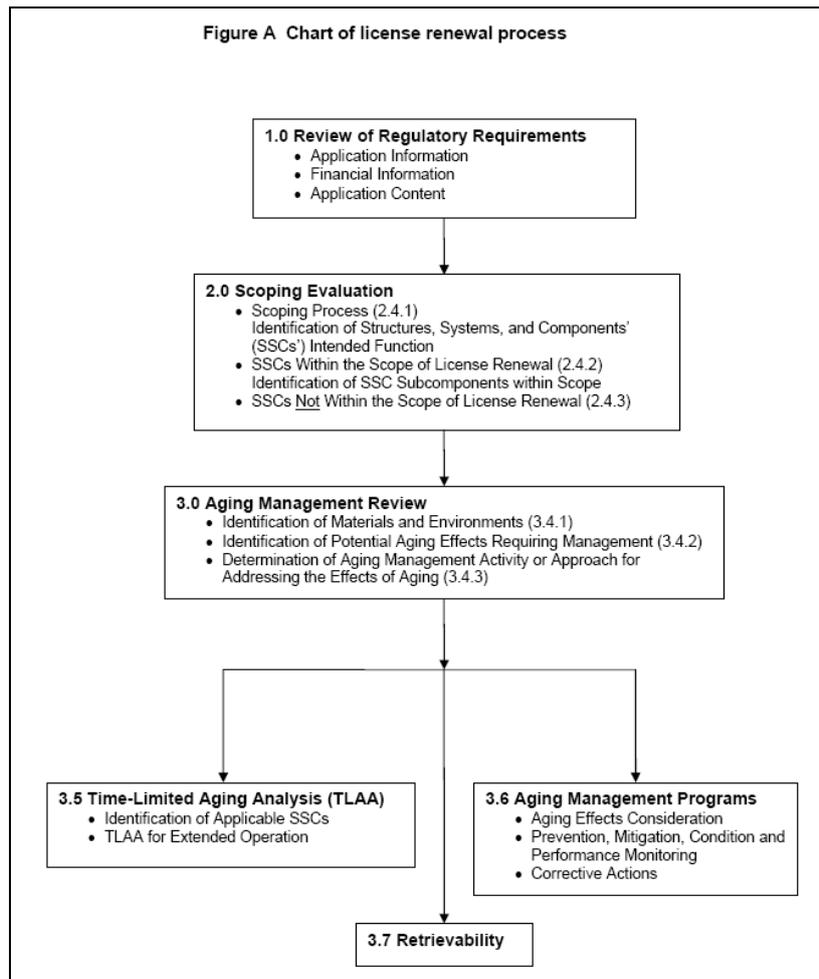
*„(1) Time-limited aging analyses that demonstrate that structures, systems, and components important to safety will continue to perform their intended function for the requested period of extended operation; and*

*(2) A description of the program for management of issues associated with aging that could adversely affect structures, systems, and components important to safety.“*

Zugleich mit der Veröffentlichung des Regelungsentwurfs hat die NRC einen Entwurf über Anforderungen an den Standard Review Plan (SRP) für diese Lizenzverlängerung veröffentlicht /NRC 09b/. Er

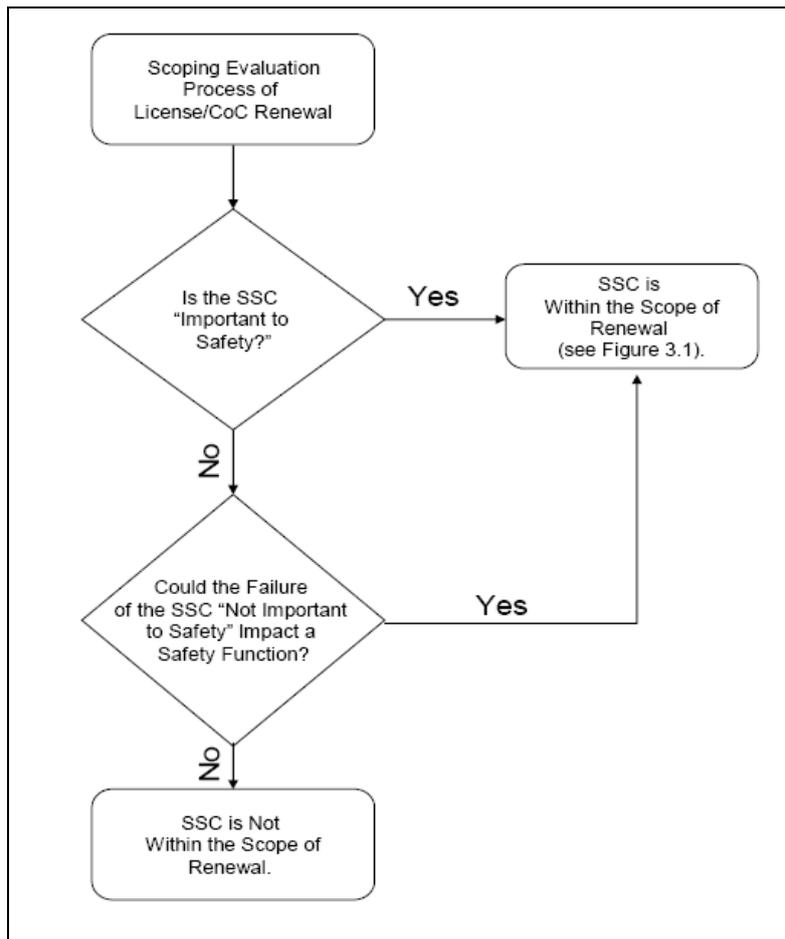
- definiert Grundtermini der Alterung
- legt diejenigen SSC fest, die zu betrachten bzw. nicht zu betrachten sind,
- legt fest, wie, nach welchen Kriterien und mittels welcher Methoden ein Ageing Management Review (AMR) zu erfolgen hat.

Abbildung 2-17 zeigt einen Gesamtüberblick über den Standard Review Plan



**Abbildung 2-17:** Überblick über den Standard Review Plan /NRC 09b/

Der erste Schritt betrifft wichtige Genehmigungsvoraussetzungen, die aber nichts mit Alterung in engerem Sinne zu tun haben. Im zweiten Schritt ist das Scoping der SSC dargestellt, die zu betrachten und zu behandeln sind. Es läuft nach dem in Abbildung 2-18 dargelegten Algorithmus ab.



**Abbildung 2-18:** Scoping der SSC /NRC 09b/

Demnach sind nicht nur solche SSC zu prüfen, die selbst Sicherheitsfunktionen erfüllen, sondern zusätzlich auch solche Komponenten und Strukturen zu betrachten, die selbst keine Sicherheitsfunktion erfüllen, aber indirekt andere Sicherheitsfunktionen beeinflussen können.

Der Ageing Management Review im dritten Schritt besteht demnach für alle SSC, die als wichtig für die Sicherheit identifiziert wurden, aus

- der Identifizierung aller Materialien und ihren Umgebungsbedingungen,
- der Zusammenstellung aller Alterungseffekte, die Aufmerksamkeit erfordern,
- die Überwachungsaktivitäten für alle diese Effekte.

Ein Beispiel für die Identifizierung aller Materialien und ihrer Umgebungsbedingungen ist auszugsweise in Abbildung 2-19 wiedergegeben.

Primary Function	Component	Stress Normal (ksi)	Stress Accident (ksi)	Temp. Min (°F)	Temp. Max (°F)	Temp 0 Year Storage (°F)	Temp XX Year Storage (°F)	Press Min (psig)	Press Max (psig)	Gas (Type)
Containment	Lid	4.5	5.3	-20	247	247	204	0	100	Helium
	Inner Containment	25.8	53.3	-20	277	277	223	0	100	Helium
	Bottom Containment			-20	289	289	218	0	100	Helium
	Flange	3.1	29.6	-20	247	247	204	0	100	Helium
	Lid Bolt (48)	40.7	25	-20	247	247	204	0	100	Helium
	Lid Seal			-20	247	247	204	0	100	Helium
	Drain Port Cover			-20	247	247	204	0	100	Helium
	Vent Port Cover			-20	247	247	204	0	100	Helium
	Threaded Insert			-20	247	247	204	0	100	Helium
	Vent and Drain Port Cover Seal			-20	247	247	204	0	100	Helium
	Vent and Drain Port Cover Bolts	26	47.4	-20	237	237	204	0	100	Helium
Criticality Control	Poison Plates			-20	482	482	359			
	Basket Rail Type 1	0.15	1	-20	330	330	258			
	Basket Rail Type 2	0.15	1	-20	330	330	258			
	Basket Rail Type 3	0.15	1	-20	30	30	258			
	Fuel Compartment Structural Plates	0.56	6.03	-20	482	482	359			
	Structural Plates			-20	482	482	359			
	Basket Holddown			-20	482	482	359			
Shielding	Gamma Shield	25.3	55.3	-20	258	258	211			
	Shield Plate	2.8	5.4	-20	247	247	204			
	Bottom			-20	269	269	218	3	5	Air
	Radial Neutron Shield			-20	258	258	211			
	Outer Shell	4.3	9.1	-20	218	218	185	3	5	Air
	Soc. Head Cap Screw			-20	218	218	185			
	Shim			-20	247	247	204			
Top Neutron Shield			-20	247	247	204				
Heat Transfer	Radial Neutron Shield Box			-20	258	258	211			
	Poison Plates			-20	482	482	359			
	Basket Rail Shim			-20	330	330	258			
	Basket Rail Type 1	0.15	1	-20	330	330	258			
	Basket Rail Type 2	0.15	1	-20	330	330	258			
	Basket Rail Type 3	0.15	1	-20	330	330	258			

**Abbildung 2-19:** Komponentenliste und Umgebungsbedingungen für einen Lagerbehälter (Auszug) /NRC 09b/

Falls für diese Komponenten eine zeitlich definierte Alterungsanalyse (TLAA) möglich ist, kommt diese zur Anwendung, andernfalls das Alterungsüberwachungsprogramm. Eine TLAA ist typisch für Komponenten mit begrenzter und spezifizierter Lebensdauer (nach Betriebsstunden, nach Lastwechseln etc.). Solche Komponenten werden typischerweise vor oder bei Ablauf ihrer spezifizierten Betriebsdauer ausgewechselt bzw. ersetzt. Die TLAA besteht im Falle solcher Komponenten aus der Überprüfung, ob die Betriebs- und Umgebungsbedingungen der Komponente innerhalb derjenigen Bedingungen liegen, die für die Lebensdauer der Komponente spezifiziert wurde.

Für SSC, die nicht nach einer TLAA spezifiziert sind, ist ein Ageing Management Program (AMP) zu entwerfen. Dieses besteht aus folgenden Schritten:

- Scope: Festlegung, auf welches SSC bzw. auf welche Gruppe von SSC sich das AMP bezieht (im Falle einer Gruppe zusätzlich die Prüfung, ob die SSC tatsächlich ähnlichen Alterungsbedingungen unterliegen),

- Beobachtete oder inspizierte Parameter: Beschreibung dessen, was gemessen oder beobachtet wird; genauer Bezug darauf, welcher Alterungsmechanismus mit dem Parameter überwacht wird und weshalb dieser Parameter über den betreffenden Alterungsmechanismus Aussagen erlaubt.
- Durchführung der Beobachtungen / Inspektionen: Identifikation der Alterungseffekte, bevor sie zu einem Ausfall führen können.
- Überwachung bzw. „Trending“: Die NRC sieht zwei unterschiedliche Methoden vor, mit der Alterung umzugehen: die Überwachung („Inspection“) oder der Nachweis, dass die Alterung über den gesamten Zeitraum, für den die Lizenzverlängerung beantragt ist, nicht zu einem Ausfall führen wird. Der zweite Weg, der Verzicht auf ein Überwachungsprogramm, ist nur gangbar, wenn die Alterung der Komponente hinreichend bekannt verläuft, unerwartete Alterungseffekte ausgeschlossen werden können und der „Alterungstrend“ vorhersagbar ist. Dies setzt langjährige Erfahrung und Beobachtung der Komponente unter den vorliegenden Einsatzbedingungen voraus. Trending ist daher nur geeignet, wenn für die Komponente bereits mehrere wiederkehrende Prüfungen absolviert sind. Für den ersten Weg, die Überwachung der Komponente auf Alterungseffekte, ist festzulegen, mit welcher Untersuchungsdichte („Population“ und „Sample Size“) die Untersuchung erfolgt. Hierzu wird festgelegt:

*„The applicant must determine a sample size that is adequate to provide reasonable assurance that the effects of aging on the SSC will not prevent the performance of its intended function during the renewal period. The size of the sample should include, for example, consideration of the specific aging effect(s), location, existing technical information, materials of construction, service environment, and previous failure history. The sample should be biased toward locations most susceptible to the specific aging effect(s) of concern. The results of the inspection should also be evaluated to assess whether the sample size is adequate or if it needs to be expanded.“*  
/NRC 09b/

Die Festlegung von Anzahl und Art der beprobten Objekte und des Untersuchungsintervalls ist also das Ergebnis eines Abwägungsprozesses. In den Abwägungsprozess gehen Materialüberlegungen, erwartete Alterungsmechanismen und Überlegungen zur Beanspruchung der Komponente ebenso ein wie das bisherige Zuverlässigkeits- bzw. Ausfallprofil der Komponente. Beprobungsumfang und Häufigkeit sind nach Auswertung der Überwachungs- oder Inspektionsergebnisse erneut zu bewerten und der Abwägungsprozess ist zu erneuern.

- Festlegung von Akzeptanzbedingungen: Für alle Überwachungsmaßnahmen, Beobachtungen und Inspektionen sind quantitative Kriterien dafür festzulegen, wann und ob Reparatur oder Austausch erfolgen müssen.
- Überarbeitung der Maßnahmenprogramme: Die Datenbank, in der alle Eingriffe („Corrective Actions“) verzeichnet sind, sollte regelmäßig auf potentielle Alterungsphänomene überprüft werden. Dabei ist auf die Ursachenanalysen, die Maßnahmen gegen erneutes Auftreten und auf Reparatur und Ersatz von Komponenten zu achten.
- Betriebserfahrung: Beim Entwurf eines AMP sollen vorhandene Betriebserfahrungen beachtet werden.

Aging Effects of SSCs	Possible Aging Mechanism
<b>Concrete Structures:</b>	
1. Scaling, cracking, and spalling	Freeze-Thaw
2. Increase in porosity and permeability	Leaching of Calcium Hydroxide
3. Increase in porosity and permeability, cracking	Aggressive Chemical Attack
4. Expansion and cracking	Reaction with Aggregates
5. Loss of strength and modulus	Elevated Temperature
6. Loss of strength and modulus	Irradiation of Concrete
7. Deformation	Creep
8. Cracking	Shrinkage
9. Loss of material	Corrosion
10. Loss of material	Abrasion and Cavitation
11. Cracking	Restrain, Shrinkage, Creep and Aggressive Concrete Interaction with Aluminum
12. Loss of strength	Cathodic Protection Current
13. Cathodic protection effect on bond strength	
<b>Structural Steel:</b>	
1. Loss of material	Corrosion Local or Atmospheric
2. Loss of strength and modulus	Elevated Temperature
3. Loss of fracture toughness	Irradiation
4. Crack initiation and growth	Stress-Corrosion Cracking
<b>Reinforcing Steel (Rebar):</b>	
1. Cracking, spalling, loss of bond and material	Corrosion of Embedded Steel
2. Loss of strength and modulus	Elevated Temperature
3. Loss of strength and modulus	Irradiation
<b>Miscellaneous:</b>	
1. Cracking, distortion, increase in component stress	Settlement
2. Loss of fracture toughness	Strain Aging (of Carbon Steel)
3. Reduction in design margin	Loss of Prestress
4. Loss of material	Corrosion of Steel Piles
5. Loss of material	Corrosion of Tendons
<b>Cask Internals:</b>	
1. Loss of material	Corrosion, Boric-Acid Corrosion
2. Change in dimension	Creep
3. Wall thinning	Erosion/Corrosion
4. Crack initiation and growth	Stress-Corrosion Cracking
5. Loss of fracture toughness	Neutron Irradiation Embrittlement
6. Loss of preload	Stress Relaxation
7. Loss of fracture toughness	Thermal Embrittlement
8. Attrition	Wear

Abbildung 2-20: Liste der Alterungseffekte und möglichen Mechanismen /NRC 09b/

Der Entwurf für einen Standard Review Plan nennt eine Reihe von Aspekten, die beim Erstellen eines AMP zu beachten sind:

- Alterungseffekte, die ein Ageing Management erfordern: Die Liste der Alterungseffekte soll vollständig erstellt werden. In der Liste sind die Alterungseffekte zu bewerten, wobei nur solche Effekte zu betrachten und zu überwachen sind, die auch das Potential für Einschränkungen von Sicherheitsfunktionen haben. Die Liste der Alterungseffekte ist vorgegeben (Abbildung 2-20).
- Verhütung („Prevention“), Minderung („Mitigation“), Überwachung der Einsatzbedingungen („Condition Monitoring“) und Funktionsüberwachungsprogramme („Performance Monitoring Programs“).
- Korrekturmaßnahmen („Corrective Actions“): Sicherstellen, dass Ausfallursachen ermittelt werden und ein erneuter Ausfall wirksam unterbunden wird.
- Spezielle SSC-Programme: Der Plan sieht ferner vor, in einem 20-Jahres-Inspektionsprogramm einen bestimmten „Leit“-Behälter einer eingehenderen Untersuchung zu unterwerfen. Der „Leit“-Behälter soll dabei so ausgewählt werden, dass lange Lagerzeit und hohe thermische Last bzw. andere für Alterung wichtige Parameter den Ausschlag geben. Beim „Leit“-Behälter sollen auch normalerweise für Inspektionen unzugängliche Behälterbereiche (z. B. der Behälterboden) inspiziert werden. Die Inspektion des „Leit“-Behälters kann dabei auch anlagenextern erfolgen.

In Abbildung 2-21 ist auszugsweise ein Ageing Management Review dargestellt, in dem für jede Komponente die Funktion (hier: HT = Wärmetransfer, RS = Strahlungsabschirmung, SS = Strukturschutz), das Material (hier: Beton, Stahl), die Betriebsbedingungen und die zu beachtenden Alterungseffekte aufgelistet sind und bewertet ist, ob und mit welcher Maßnahme des AMP dieser Effekt überwacht wird.

Component <sup>(1)</sup>	Intended Function	Material	Environment	Aging Effects Requiring Management	Aging Management Activity
Concrete (Above Grade)	HT, RS, SS	Concrete	Yard	Loss of Material Cracking Change in Material Properties	Site-Specific ISFSI Aging Management Program
Concrete (Below Grade)	HT, RS	Concrete	Underground	None Identified	None Required
Anchorage/ Embedments/ Rebar	SS	Carbon Steel	Embedded	None Identified	None Required
Anchorage/ Transfer Cask Restraints (Exposed)	SS	Carbon Steel	Yard	Loss of Material	Site-Specific ISFSI Aging Management Program
			Sheltered	Loss of Material	Site-Specific ISFSI Aging Management Program
Expansion Anchors	SS	Carbon Steel	Sheltered	Loss of Material	Site-Specific ISFSI Aging Management Program
		Stainless Steel	Sheltered	None Identified	None Required
		Stainless Steel	Yard	None Identified	None Required
DSC Support Assembly	SS	Carbon Steel	Sheltered	Loss of Material	Site-Specific ISFSI Aging Management Program
		Stainless Steel	Sheltered	None Identified	None Required
HSM Access Ring (Exposed Embedment)	SS	Carbon Steel	Sheltered	Loss of Material	Site-Specific ISFSI Aging Management Program
Inlet/Outlet Screens and Frames	HT	Stainless Steel	Yard	None Identified	None Required

**Abbildung 2-21:** Auszug aus einem Ageing Management Review /NRC 09b/

In einem weiteren Schritt ist sicherzustellen, dass der Behälter jederzeit ohne Sicherheitseinschränkungen und ohne die Gefahr der Freisetzung radioaktiver Stoffe gehandhabt und transportiert werden kann („Retrievability“).

Der vorliegende Entwurf für die License Renewal Regulation und der dargestellte Entwurf des Standard Review Plan wurden im September 2009 zur Kommentierung und Stellungnahme veröffentlicht.

### 2.2.1.3 Zusammenfassende Betrachtung

Die Untersuchung der Zwischenlagerung in anderen Ländern und die dafür bestehenden Anforderungen bezüglich Alterung lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Die Behälter- und Lagerungskonzepte unterscheiden sich in den hier untersuchten Ländern zum Teil erheblich: verwendete Behältermaterialien, Behälterwandstärken, Lagermodalitäten, etablierte Prüfprozeduren sowie die Vorkehrungen zum äußeren Schutz der Lagerbehälter und die daraus resultierenden und zu erwartenden Alterungsmechanismen liegen in einer großen Bandbreite vor. Vergleiche sind nur in ausgewählten Kombinationen möglich und sinnvoll. Min-

destanforderungen oder länderübergreifende gemeinsame Lagerstandards sind nur in wenigen Ländern in vergleichbarer Weise herausgebildet.

- Die meist aus politischen Überlegungen abgeleiteten Planungszeiträume für die Zwischenlagerung (Spektrum: 20 bis 100 Jahre) sind nur in Ausnahmefällen durch entsprechende Auslegungsanforderungen, Überwachungskonzepte, mittels technischer Erfahrungen abgesicherter Grundlagen und über konkrete Alterungskonzepte abgesichert. Die Nutzung internationaler Erfahrungen ist wegen z.T. völlig andersartiger Lagerungstechnik entweder gar nicht oder nur in begrenztem Umfang möglich.
- Detailliert ausgearbeitete regulatorische Anforderungen an die Beherrschung der Alterung liegen nur in den USA im Entwurf vor. Dieser Entwurf behandelt die Alterungsaspekte systematisch und vollständig. Er zeigt Möglichkeiten auf, wie die Methodik der Alterungsüberwachung gestaltet werden kann und macht deutlich, in welche Richtung langfristig der Trend geht.

### **2.2.2 Ausgewählte internationale Ansätze zum Alterungsmanagement**

Das Alterungsmanagement ist grundsätzlich ein Teil des Lebensdauermanagements einer Anlage. Es beinhaltet alle vom Betreiber durchzuführenden Maßnahmen, mit denen die für die Sicherheit einer in Betrieb befindlichen Anlage bedeutsamen Alterungsphänomene beherrscht werden. Lebensdauermanagement wird nach /NEA 00, REE 09/ allgemein definiert als Integration von Alterungsmanagement und ökonomischer Planung, um

- den Betrieb, die Instandhaltung und die Nutzungsdauer von technischen Einrichtungen zu optimieren,
- das erforderliche Niveau bezüglich Sicherheit und Verfügbarkeit aufrecht zu erhalten, und
- die Rendite über die Betriebszeit zu maximieren.

Für die Gesamtheit der zu treffenden Vorkehrungen und Maßnahmen zur Kontrolle und Beherrschung von Alterungseffekten werden die Termini „Alterungsmanagementprogramm“ und „Alterungsmanagementplan“ verwendet. Diese Termini werden im Fol-

genden für das übergreifende Gesamtvorgehen bei einer Anlage verwendet. Daneben werden beide Termini, oder abgekürzt „AMP“, auch für das geplante Vorgehen bei einzelnen Komponenten und Strukturen verwendet, die dann Teile eines Gesamtplans sind. Im Folgenden wird, in Übereinstimmung mit der amerikanischen Praxis, die Abkürzung AMP für Einzelkomponenten verwendet, der Gesamtplan wird ausgeschrieben.

### 2.2.2.1 Ziele eines Ageing Management Program

Entsprechend der Vielfalt der einzelnen Teilstrukturen einer Anlage sind Ageing Management Programme untergliedert in einen allgemeinen, komponentenübergreifenden Teil und einen speziell auf alle Einzelkomponenten der Anlage abgestellten Teil. Im übergreifenden Teil sind insbesondere die Ziele des Programms definiert.

Zieldefinitionen für Ageing Management Programme speziell von Zwischenlagern für abgebrannte Brennelemente liegen nach dem derzeitigen Stand der Recherchen nicht vor. Es wurden daher auch andere Anlagentypen wie Kernkraftwerke hier einbezogen. Von der U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) wurde im Jahr 2001 der Generic Ageing Lessons Learned (GALL) Report erstellt /NRC 01, IAE 06/. Er wurde insbesondere mit Blick auf die Verfahren zum License Renewal für ältere Kernkraftwerke in den USA entwickelt. Der GALL-Report enthält die allgemeinen Beurteilungen der bereits existierenden Untersuchungsprogramme für Kernkraftwerke in den USA hinsichtlich Alterung und gibt Empfehlungen zum weiteren Vorgehen. Er skizziert unter anderem die Ziele eines Ageing Management Programms, die es umzusetzen gilt, um ein effektives Alterungsmanagement zu erreichen.

Es ist noch zu beachten, dass der GALL-Report inhaltlich und formal auch für die Zwischenlager in den USA heranzuziehen ist. Da in den USA standortnahe Zwischenlager aus regulatorischer Sicht zum Kernkraftwerk selbst zugehörig behandelt werden, umfassen die Einzelkomponenten im GALL-Report auch die für die Zwischenlagerung verwendeten Komponenten. Tabelle 2-2 sind die im GALL-Report /NRC 01/ angelegten Anforderungen an ein effektives Ageing Management Programm zusammengestellt.

**Tabelle 2-2:** Ziele eines effektiven Ageing Management Programms /NRC 01/

Umfang des Programms	Der Umfang des Programms sollte die speziellen SSC umfassen, die einem Alterungsmanagement unterliegen
----------------------	--

	müssen.
Präventive Maßnahmen	Präventive Maßnahmen sollen Alterungseffekte durch die Optimierung der Lagerungsbedingungen abschwächen oder verhindern.
Zu überwachende oder zu prüfende Parameter	Zu überwachende oder zu prüfende Parameter sollen im Zusammenhang stehen mit den Alterungseffekten der geplanten Funktionen einer bestimmten Komponente.
Ermittlung von Alterungseffekten	Die Ermittlung von Alterungseffekten sollte stattfinden, bevor es zum Ausfall gedachter Funktionen kommt. Dies schließt Methoden oder Techniken, Frequenz, Sammeln von Daten und Festlegen von neuen Überprüfungen zur rechtzeitigen Ermittlung von Alterungseffekten mit ein.
Überwachung und Hochrechnung	Überwachung und Hochrechnung sollen die Prognose der Ausmaße der Alterungseffekte unterstützen, um rechtzeitig eingreifen zu können.
Akzeptanzkriterien	Akzeptanzkriterien, bei deren Überschreitung korrektive Maßnahmen ergriffen werden müssen, stellen sicher, dass die entsprechenden SSC während der gesamten Betriebszeit der Anlage gewartet werden. Anzeichen von Degradation werden gemäß der Wichtigkeit bzw. der Funktion der SSC, an dem sie auftreten, beurteilt. So ist beispielsweise Lochfraß bei starken Metallteilen weniger besorgniserregend als bei den Brennelementhülsen.
Korrekturmaßnahmen	Korrekturmaßnahmen sollten ebenso wie Ursachenanalyse und Verhinderung des Wiederauftretens rechtzeitig durchgeführt werden. Der Umgang damit sollte schon in der Planungsphase bedacht werden.
Bestätigung	Die Bestätigung soll sicherstellen, dass präventive Maßnahmen in ausreichendem Maß durchgeführt werden und dass entsprechende Korrekturmaßnahmen abgeschlossen werden und wirksam sind. Nachdem Korrekturmaßnahmen durchgeführt wurden, muss überprüft werden, ob die Ursache beseitigt werden konnte.
Betriebserfahrungen	Betriebserfahrungen sollten einschließlich der Ausbesserungsarbeiten, die bisher stattgefunden haben, mit einfließen. Gegebenenfalls sollten die Prüfprogramme erweitert oder verändert werden. Auch sollten Betriebserfahrungen anderer Anlagen zur Verfügung stehen und genutzt werden.
Administrative Kontrollen	Administrative Kontrollen sollen das Genehmigungsverfahren und formale Überprüfungen unterstützen.

Die Tabelle umfasst die zehn übergeordneten Ziele eines Alterungsüberwachungsprogramms. Die Ziele, die bei der Gestaltung eines solchen Programms verfolgt werden sollen, sind näher spezifiziert. So müssen beispielsweise alle sicherheitsrelevanten SSC aufgelistet werden, ihre Alterungseffekte müssen bekannt sein und die Lagerungsbedingungen müssen daraufhin optimiert sein. Diese übergeordneten Ziele sind so formuliert, dass sie sich für alle Arten kerntechnischer Anlagen eignen. Eine Differenzierung nach Anlagentypen ist bezüglich dieser Zielsetzungen nicht erforderlich.

### **2.2.2.2 Erstellung eines Alterungsmanagementplans für alle Teilkomponenten einer Anlage**

Im Sinne der übergeordneten Ziele ist in einem Ageing Management Plan für jede relevante Einzelkomponente der Anlage ein Plan anzugeben, der die Alterungseffekte behandelt. Ein AMP für jede Einzelkomponente beinhaltet dann alle bekannten und relevanten Aspekte hinsichtlich der Alterung für dieses spezielle SSC.

Das AMP jeder Einzelkomponente

- beschreibt das SSC, für welches es erstellt wurde,
- listet bekannte Alterungseffekte auf,
- legt die Parameter, Methode und Frequenz für wiederkehrende Prüfungen bzw. Inspektionen fest,
- gibt den Rahmen an, in welchem Prüfergebnisse tolerabel sind, bzw.
- gibt an, ab wann welche Korrekturmaßnahmen einzuleiten sind.

Außerdem werden im AMP die Betriebserfahrungen für ein spezielles SSC festgehalten.

Ein AMP dient der Erfassung und Auswertung aller alterungsrelevanten Vorgänge in einer Anlage unter Berücksichtigung eigener Betriebserfahrungen und auch anderer, ggf. ausländischer Betreiber sowie der Ergebnisse von Forschungsvorhaben und deren Umsetzung. Im Bereich Kernkraftwerke gibt es eine breite internationale Übereinstimmung darin, dass die Verwendung von AMP zum Umgang mit Alterung sinnvoll sei, insbesondere dann, wenn die Kernkraftwerke über einen langen Zeitraum betrieben werden sollen.

### **2.2.3 Auswertung von Dokumenten und Veranstaltungen zum Alterungsmanagement**

Im Folgenden sind Dokumente und Veranstaltungen über das Alterungsmanagement aus dem internationalen Raum ausgewertet. Um absehbare künftige Entwicklungen zu

erfassen, sind zum Teil Dokumente einbezogen worden, die erst als Entwurf vorliegen. Die Auswertung zeigt, welchen Detaillierungsgrad und welches Reifestadium das Alterungsmanagement bei Lagereinrichtungen international bereits erreicht hat.

### **2.2.3.1 OECD/NEA-Workshop zum Thema „Ageing Management of Fuel Cycle Facilities“**

Im Oktober 2009 fand ein Workshop zum Thema „Ageing Management of Fuel Cycle Facilities“ der OECD/NEA in Paris statt. Teilnehmer waren internationale Vertreter von Behörden, Betreibern und der Wissenschaft. Es wurden verschiedene Vorträge zum Umgang mit Alterungsaspekten in Brennelement-Cycle-Anlagen präsentiert. Als Beispiel für ein „Best practice“ im Alterungsmanagement werden die Vorträge von Frankreich und Japan vorgestellt.

#### **Frankreich**

In Frankreich muss gemäß den regulatorischen Vorgaben alle 10 Jahre bei Fuel-Cycle-Anlagen ein Periodic Safety Review (PSR) durchgeführt werden /CON 09/. Dabei ist das PSR ein wichtiger Schritt im Alterungsmanagement. Der Prozess wird von der Aufsichtsbehörde vorgegeben. Das Ziel des Alterungsmanagements ist die Gewährleistung der Anlagensicherheit über die gesamte Lebensdauer der Anlage. Dazu müssen die möglichen Alterungseffekte aller sicherheitsrelevanten SSC betrachtet werden /DAU 09/. Bezüglich der Alterungseffekte müssen die Charakteristiken der Prozesse, die Umgebung der einzelnen SSC, der Normalbetrieb, der natürliche Alterung des Materials über die Zeit und die Obsolenz der SSC betrachtet werden.

Von der Aufsichtsbehörde wird bezüglich des Alterungsmanagements unter anderem gefordert, dass ein Safety Reassessment durchgeführt wird /CON 09/. Hierbei liegen die Schwerpunkte beim operational feedback und den lessons learned aus der Vergangenheit in anderen französischen und auch ausländischen Anlagen und der Beachtung des sich entwickelnden Standes von Wissenschaft und Technik. Durch die Feedback-Prozesse wurde deutlich, dass unter anderem die Bereiche

- Obsolescence,
- Containment failure,

- Ageing of materials,
- Working place ergonomics,
- Competence maintenance

für das Alterungsmanagement von Bedeutung sind und dass es nicht ausreicht, eine „heilende“ Instandhaltung zu betreiben. Der Betreiber muss Alterungseffekte vielmehr durch Betriebsüberwachung, ausreichendes Budget, angemessene Forschungsprogramme und strukturiertes Wissen verhindern. Dafür ist es hilfreich, eine hohe Sicherheitskultur zu etablieren, das Fachwissen zu erhalten und weiterzuentwickeln und ein gut funktionierendes Kontrollsystem für Unterauftragnehmer zu haben.

## **Japan**

In Japan wurde von der Nuclear and Industrial Safety Agency, der japanischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde, im Jahr 2003 ein Ageing Management Review (AMR) für Fuel-Cycle-Anlagen eingeführt /IMA 09/. Dabei werden Alterungseffekte an technischen Komponenten erstmalig 20 Jahre nach Betriebsbeginn bewertet. Daraufhin wird ein Langzeit-Inspektions-Programm aufgrund der hierbei gefundenen Ergebnisse erarbeitet. Dieses wird dann alle 10 Jahre neu bewertet.

Beim AMR liegt der Schwerpunkt auf der Bewertung der Betriebserfahrungen, der Alterungseffekte, der Beachtung des Standes von W&T und der Erstellung von Langzeit-Instandhaltungsprogrammen. Für die effektive und effiziente Einführung des AMR wurde von der Aufsichtsbehörde NISA (Nuclear and Industrial Safety Agency) ein Leitfaden entwickelt, der die grundsätzlichen Arbeitsschritte für den Betreiber verdeutlichen soll, und eine Working Group zur Bewertung der Eignung der AMRs gegründet. Bislang wurden in Japan 6 AMR durchgeführt.

### **2.2.3.2 INEEL: Dry cask Storage Characterization Project-Phase I**

Im Jahr 1999 wurde bei der Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (INEEL) ein CASTOR V/21 geöffnet und untersucht, der seit 1985 mit abgebrannten Brennelementen beladen war /INE 01/. Der Abbrand der Brennelemente lag im Bereich 30-36 GWd/tSM. Die Untersuchungen wurden im Rahmen der geplanten Lizenzverlängerungen für Lagerbehälter durchgeführt. Bisher haben Lagerbehälter in den USA eine

Lagergenehmigung für 20 Jahre; die NRC plant jedoch eine Verlängerung auf 40 Jahre /NRC 09c/.

Ziel der Untersuchungen war es, die thermischen und radiologischen Kenngrößen des Behälters zu bewerten und festzulegen. Da die Untersuchungen nicht dazu dienten, das Verhalten der Brennelemente genauer zu studieren, wurden diese vor dem Test nur einer minimalen visuellen Inspektion sowie einer Ultraschalluntersuchung unterzogen, um defekte Brennstäbe auszuschließen. Untersucht wurden auch der Betonsockel, auf dem der Behälter im Freien lagerte, sowie die äußere Behälteroberfläche, die Deckelschrauben, die Dichtungen des Deckels, das Behälterinnere, die BE-Tragkörbe, die Brennelemente und die Temperaturen. Weiterhin wurden radiologische und Gas-Analysen durchgeführt.

Im Zusammenhang mit dem Experiment wurden auch ausgewählte Stäbe aus einem Brennelement herausgenommen und gesondert untersucht. Das Vorgehen und die Beobachtungen sind in /EIN 02/ beschrieben. Untersucht wurden der interne Gasdruck, das freie Volumen, der Wasserstoffgehalt, die Durchmesservariation der Stäbe, die äußere Oberfläche der Stäbe, der Zustand von Pellets sowie einige weitere Parameter.

Im Folgenden werden die Ergebnisse der Untersuchungen kurz wiedergegeben. Betonsockel, äußere Behälteroberfläche und Deckelschrauben werden hier nicht weiter betrachtet, da sie 14 Jahre lang der Witterung im Freien ausgesetzt waren und hier andere Alterungserscheinungen zu erwarten sind als beim deutschen Lagerkonzept.

- Dichtung: Auf den Dichtringen fanden sich winzige Eindrücke und leichte Kratzer, jedoch keine Korrosion oder Lochkorrosion und keine Deformationen.
- Behälterinnenflächen: Die Nickelbeschichtung war frei von signifikanten Defekten, hatte aber einige kleine oberflächliche Schrammen, bei denen vermutet wird, dass sie von der Behälterbeladung stammen. An den Seitenwänden fand sich eine etwa 2 cm große und etwa 1 mm tiefe Senke unklarer Herkunft. Am Behälterboden wurden kleine Partikel (Sandkorngröße bis mehrere Millimeter groß) unklarer Herkunft mit geringer Radioaktivität entdeckt. Es wird vermutet, dass mindestens ein Teil dieser Partikel aus dem Schweißprozess für die Tragkörbe stammen.

- BE-Tragkorb (Sonderformat): Die Oberfläche hat teilweise oxidierte Beläge sowie 8 gerissene Schweißnähte. Es wird vermutet, dass mindestens einige dieser Risse schon nach der Beladung defekt waren. Der Ausfall ist wahrscheinlich auch auf ein thermisches Belastungsexperiment zurückzuführen, das nach der Beladung 1985 durchgeführt wurde und für das der Tragkorb nicht ausgelegt war. Es konnten nicht alle Schweißnähte inspiziert werden.
- Brennelemente: Es fanden sich auffällige Längenvariationen der Brennstäbe, die nach Vermutung in /INE 01/ auf ein ungleichmäßiges „fuel rod growth“ während der Bestrahlung zurückgeführt werden. Im Bericht sind diese Beobachtungen nicht mit Beobachtungsergebnissen aus der Beladung unterlegt. Weiter fanden sich Durchbiegungen der Brennelemente, die auf die thermischen Belastungen in der Betriebs- und Lagerzeit zurückgeführt werden. Beobachtete äußerliche Oxidbeläge der Brennelemente, bestehend aus dreiwertigem Eisenhydroxid  $\text{Fe}(\text{OH})_3$  und Zirkonoxid  $\text{ZrO}_x$ , sind einer unklaren Herkunft zuzuordnen.
- Temperatur: Die Messungen wurden an unterschiedlichen Positionen bei offenem Deckel durchgeführt. Dabei lagen die Temperaturen im Inneren des Behälters bei 140-150°C.
- Die gemessenen Neutronen- und Gamma-Dosisprofile zeigen keine Hinweise auf einen Defekt oder eine nachlassende Abschirmung.
- Gasanalysen haben weder einen Lufteinbruch noch eine Brennstabundichtigkeit gezeigt, der zur Spaltgasfreisetzung geführt hätte.
- Untersuchungen zur Kriechdehnung der Brennstäbe ergaben eine Abnahme des Durchmessers im Mittel um 0,6%. Dies ist typisch für DWR-Brennstoff mit adäquatem Abbrand.

Die Ergebnisse dieses Projekts können nicht unmittelbar auf deutsche Verhältnisse übertragen werden. Ein Grund ist darin zu sehen, dass der höchste Abbrand im untersuchten Fall bei maximal 36 GWd/tSM lag, der Abbrand beim heutigen Einsatz jedoch wesentlich höher, z. B. bei 55 GWd/tSM und mehr liegt. Höhere Abbrände haben zur Folge, dass die Brennelemente auch bei längerer Abklingzeit noch eine deutlich höhere Wärmeleistung und Temperatur aufweisen. Dadurch erhöht sich die thermische Belastung der Brennelemente, der Grad der Durchbiegung kann sich dadurch ebenfalls erhöhen. Stärker gebogene Brennelemente können beim späteren Ziehen der Stäbe,

z. B. zur Konsolidierung des Brennstoffs vor der Endlagerung bei hoher Durchbiegung auch ein erschwertes Entladen der Lagerbehälter zur Folge haben.

In /MCK 03/ wird versucht, für die auch in den USA vorliegenden höheren Abbrände die Alterungseffekte abzuschätzen. Die in dieser Literatur- und Parameterstudie angestellten Überlegungen wurden bisher nicht in praktischen Experimenten weitergeführt bzw. verifiziert. Ob dies zu einem späteren Zeitpunkt erfolgen wird, ist derzeit noch offen.

Die höchsten Wärmeleistungen weisen in Deutschland abgebrannte MOX-BE auf. Bei gleichem Abbrand und gleicher Abklingzeit liegen die Wärmeleistungen im Vergleich zu abgebrannten  $UO_2$ -BE beim dreifachen Wert oder darüber. Dieser Brennelementtyp lag beim INEEL-Experiment nicht vor. Allerdings sind MOX-BE oder hochabgebrannte  $UO_2$ -BE als Sonderbrennelemente nur in stark begrenzter Anzahl pro Behälter zulässig und daher nicht typisch oder bestimmend für eine Beladung.

Die im Laufe dieses Projekts gemessenen Temperaturen im Behälterinneren sind nur eine grobe Annäherung an die Realität und mit in deutschen Lagerbehältern vorliegenden Temperaturen kaum vergleichbar. Zum einen wurden die Temperaturmessungen bei offenem Deckel durchgeführt, so dass ein Teil der Wärme durch Konvektion verlorenging. Zum anderen liegt in einem geschlossenen Behälter während der Lagerung Unterdruck vor, was zu einer geänderten Wärmeleitfähigkeit und -verteilung innerhalb des Behälters führt. Die Unterschiede in den Wärmeleistungen bei realistischem Abbrand und bei MOX-Brennelementen wurden bereits oben erwähnt.

Als Ursache für die gerissenen Schweißnähte beim Brennelement-Tragkorb werden die der Lagerung vorausgegangenen thermischen Experimente vermutet. Der verwendete Tragkorb hatte allerdings ein Sonderformat, so dass nicht klar ist, ob die Schweißnähte auch bei normal formatigen Einbauten reißen würden. Da nicht alle Schweißnähte der Inspektion mittels Kamera zugänglich waren, konnte nur ein Teil erfasst werden.

Die Untersuchungen bei /INE 01/ zeigen, dass die Behälterinnenflächen, Tragkorb und Brennelemente nach einer Lagerzeit von 14 Jahren zwar nur geringe Veränderungen ausweisen, aber nicht im selben Zustand sind wie vor der Beladung. Zum Teil fanden während der Lagerzeit Veränderungen statt, die nicht vorausgesagt wurden und deren Ursache nicht mit Sicherheit geklärt werden konnte. So können auch weitere Veränderungen (im Laufe einer längeren Lagerzeit) nicht sicher ausgeschlossen werden. Zu

beachten gilt außerdem, dass von einem geöffneten Behälter nur mit großen Unsicherheiten auf alle Behälter geschlossen werden kann.

Um eine höhere Sicherheit bezüglich der Vorgänge in einem Lagerbehälter zu bekommen, sind daher weitere Untersuchungen dieser Art an geöffneten Lagerbehältern nötig. Da das US-Experiment nach derzeitigem Stand der Meinungsbildung und Entscheidungen in den USA durch die Projektbeteiligten INEEL, EPRI, US-DOE und US-NRC nicht weitergeführt wird, kann eine Erweiterung der Erfahrungsbasis nur erfolgen, wenn auch andere Anwender der trockenen Zwischenlagerung zur Verbreiterung dieser Basis beitragen.

#### **2.2.4 Auswertung und Mitarbeit bei der Erstellung von Dokumenten der IAEA**

Explizite Dokumente der IAEA speziell zum Alterungsmanagement bei Lagereinrichtungen sind im Entwurfsstadium vorhanden. Ein weiteres Dokument zum Alterungsmanagement wurde zwar im Zusammenhang mit der Alterung bei Kernkraftwerken veröffentlicht, ist aber so allgemeingültig formuliert, dass es abweichend von der generellen Struktur dieser Untersuchung einleitend beschrieben werden soll.

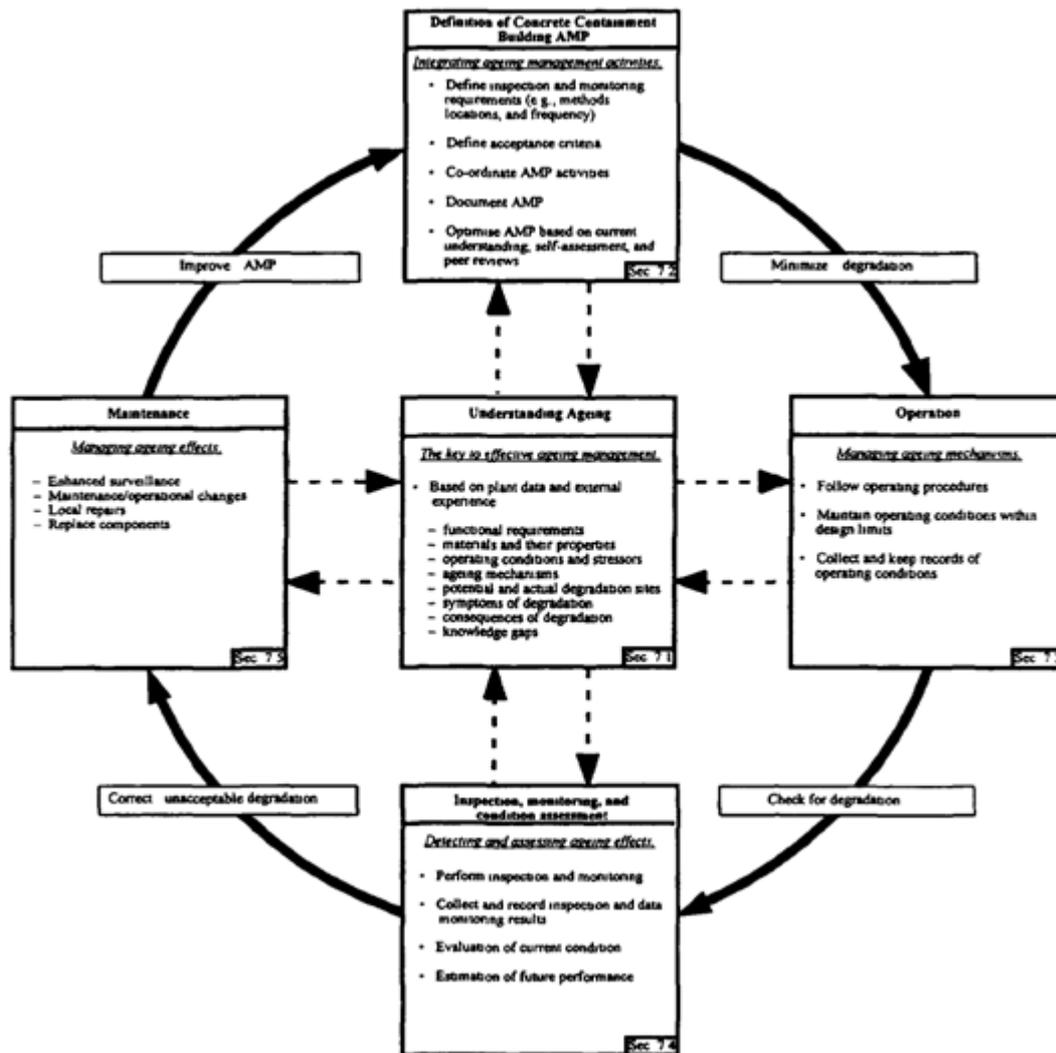
##### **2.2.4.1 TECDOC-1025 über Ageing Management**

Das TECDOC-1025 /IAE 98/ befasst sich zwar mit der Alterung von Baustrukturen aus Beton bei Kernkraftwerken, es formuliert aber die Ansprüche an das Alterungsmanagement und zeigt seine Struktur sehr allgemeingültig auf. Im Zentrum der Managementaufgabe steht in /IAE 98/ das Verständnis für Alterungseffekte.

In Abbildung 2-22 sind alle Teilbestandteile eines Ageing Management zusammengestellt. Die unterschiedlichen Tätigkeiten

- Definition des AMP für ein System oder eine Teilkomponente (hier: Betonbauwerke),
- Betrieb und Betriebserfahrung,
- Inspektion, Überwachung und Sicherheitsbewertung sowie
- Wartung und Reparatur

sind beschrieben.



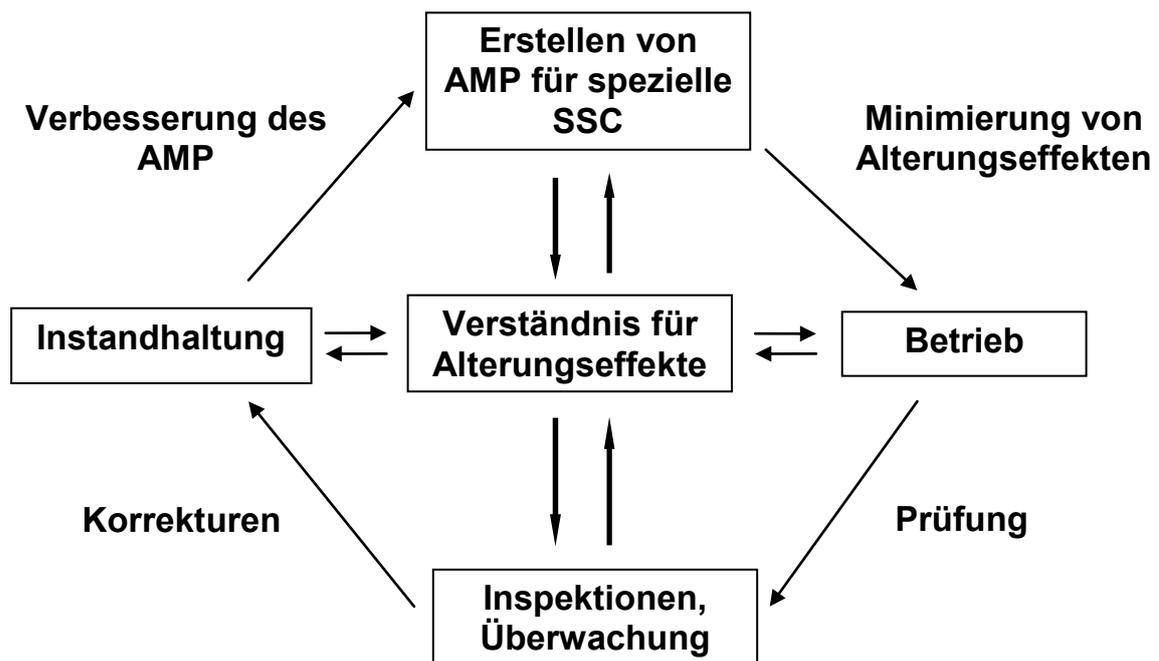
**Abbildung 2-22:** Zentrale Elemente eines Alterungsmanagementprogramms für ein System /IAE 98/

Ihr Zusammenwirken untereinander (Schnittstellen) ist in Form von Aufgaben beschrieben:

- Aufgabe der Definition des AMP ist die Minimierung der Degradation während des Betriebs der Anlage.
- Auf Phasen des Betriebs der Anlage folgt die Überprüfung der Degradation.
- Ergibt die Überprüfung inakzeptable Zustände, sind Wartung und Reparatur des betreffenden Systems oder der Komponente erforderlich.

- Die aus den vorausgegangenen Tätigkeiten gewonnenen Erfahrungen werden verwendet, um das Alterungsmanagement Programm für die Struktur oder die Komponente zu verbessern.

Im Zentrum und bilateral verknüpft mit allen Teilaufgaben des AMP steht allerdings das Verständnis für Alterungsphänomene des betreffenden Systems bzw. der Komponente („Understanding Ageing“). Im Flussdiagramm der Abbildung 2-23 sind diese Zusammenhänge anschaulich und prägnant dargestellt.



**Abbildung 2-24:** Zentrale Elemente des Alterungsmanagementprogramms für eine Struktur oder Komponente, vereinfacht nach /IAE 98/

In dieser reduzierten Form wird das Zentrum jedes AMP - das Verständnis für die Natur und Abläufe der Alterungsprozesse - noch deutlicher.

#### 2.2.4.2 TECDOC-Entwurf zum Langzeitbetrieb von Zwischenlagern

Im Jahr 2007 hat die Sektion „Radioactive Waste Management & Decommissioning“ der IAEA ein Technical Meeting on „Technical Conditions for Radioactive Waste Long Term Storage“ veranstaltet, basierend auf den entsprechenden Terms of Reference /IAE 07b/. Mitarbeiter der GRS und des Öko-Instituts waren an dem Meeting beteiligt (siehe Reisebericht im Anhang A4). Aufgabe des Technical Meeting war zum einen ei-

ne Bestandsaufnahme zur Situation bei der Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle in den Teilnehmerstaaten und zum anderen die Erarbeitung und Verabschiedung eines Dokuments zu Erfahrungen bei der Langzeitlagerung.

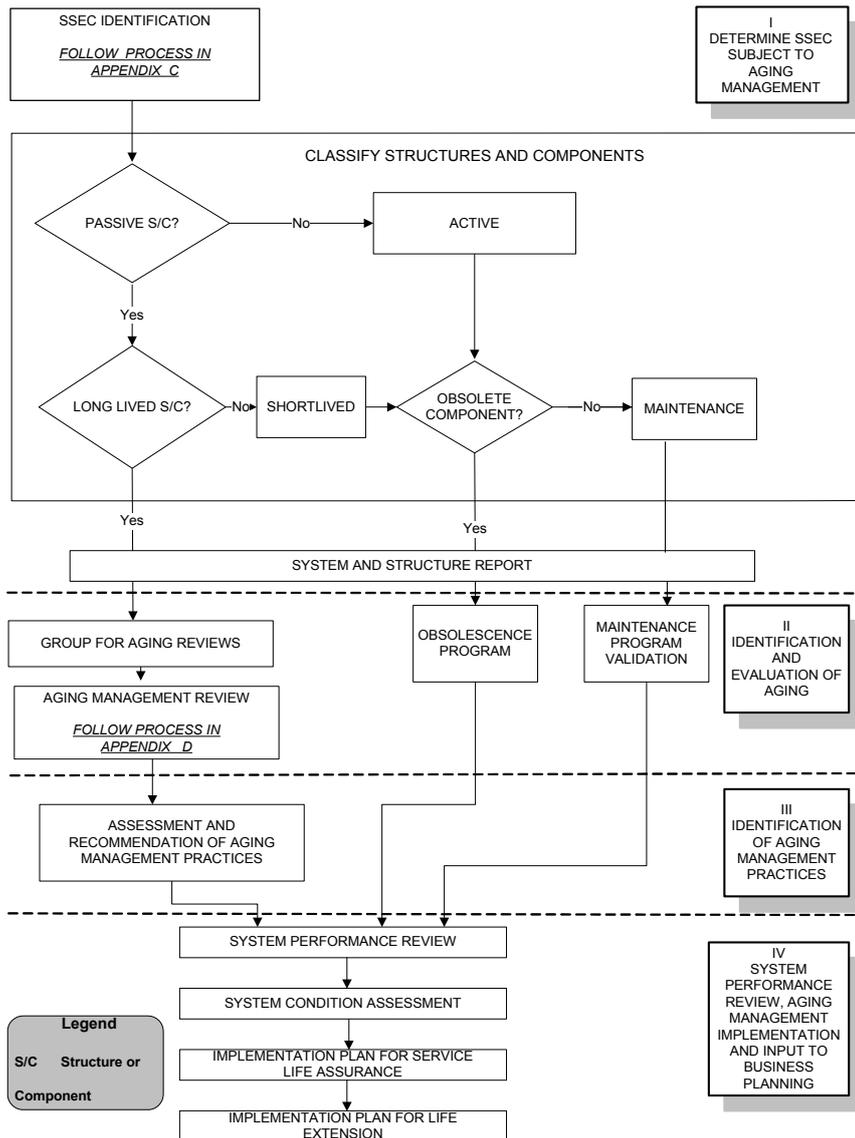
Der erste Teil, die Bestandsaufnahme, baute auf zwei Säulen auf:

- Die Ergebnisse eines umfangreichen Questionnaire zu Erfahrungen in den teilnehmenden Mitgliedsstaaten bei der Zwischenlagerung lagen kompiliert in Form eines umfangreichen Excel-Sheet vor. Eine Aggregation der Angaben erfolgte nicht.
- Jedes Teilnehmerland hat in einer Präsentation über den jeweiligen Stand der Zwischenlagerung berichtet. In sehr wenigen Fällen lag bei den Präsentationen der Schwerpunkt auf Langzeitaspekten der Zwischenlagerung.

Zum zweiten Teil der Veranstaltung lag ein Entwurf eines IAEA-Mitarbeiters für das TECDOC vor. Dieser wurde kapitelweise aufgeteilt und in Gruppen redaktionell bearbeitet. Im Kapitel „Operation“ wurden wichtige Alterungsaspekte eingebracht und aus Erfahrungen mit der Zwischenlagerung die Empfehlung ausgesprochen, für alle über lange Zeiträume betriebenen Lagereinrichtungen ein Ageing Management Program zu entwickeln.

Der Textentwurf des TECDOC wurde in einem Consultant Meeting im Februar 2008 (siehe Reisebericht im Anhang A5) weiterentwickelt und in seine vorläufige Endform gebracht. Seine Verabschiedung durch die Sektion sowie weitere Gremien der IAEA und die Veröffentlichung waren für Herbst 2008 geplant.

Für das Ageing Management Programm wurde in einem Anhang des Dokuments eine Vorgehensweise vorgeschlagen, wie sie in Kanada für Lagereinrichtungen entwickelt wurde und angewendet wird. Die zentralen Elemente des Ageing Management Programms sind als Fließdiagramm in Abbildung 2-25 skizziert. In dem Diagramm wird die in Kanada gebräuchliche Abkürzung SSEC für „Systems, Structures, Equipment and Components“ verwendet. Ferner wird als Abkürzung S/C verwendet, was aber in beiden Fällen mit SSC gleichgesetzt werden kann.



**Abbildung 2-25:** Ageing Management Prozess – Fließdiagramm (Entwurf)

Das Ageing Management Program wird gemäß diesem Vorschlag in folgende Teilschritte unterteilt:

1. SSC-Auswahl für Ageing Management,
2. Identifizierung und Bewertung von Alterung,
3. Identifizierung von Alterungsmanagement-Methoden,
4. System Performance Überprüfung, Alterungsmanagement-Umsetzung und Ergebnisübermittlung an die Finanzplanung.

Im ersten Schritt werden alle Systeme, Strukturen, Komponenten und Ausrüstungsgegenstände zusammengestellt und einer Überprüfung dahingehend unterzogen,

- ob sie als passiv oder aktiv anzusehen sind,
- ob sie als lang- oder kurzlebig einzustufen sind.

Falls es sich um aktive oder um kurzlebige Systeme oder Komponenten handelt, wird zusätzlich geprüft, ob diese inzwischen obsolet geworden sind. Obsolet sind solche Systeme oder Komponenten, die mittlerweile nicht mehr am Markt verfügbar sind oder deren Beschaffbarkeit eingeschränkt ist (z. B. weil Bauteile vom Hersteller abgekündigt sind und nicht mehr produziert werden oder weil Hersteller- oder Lieferfirmen nicht mehr existieren). Die Untersuchung endet im ersten Schritt in einem „System and Structure Report“, der alle SSC entsprechend klassifiziert.

Im zweiten Schritt, nämlich der Identifikation und Bewertung der Alterung, werden die Systeme und Komponenten entsprechend ihrer Klassifizierung weiter behandelt:

- Passive langlebige SSC werden in Gruppen eingeteilt, die jeweils einem gemeinsamen Ageing Management unterliegen, diese AMP werden überprüft.
- Obsolet gewordene SSC werden einem Obsolenz-Programm zugeordnet (z. B. um gleichwertigen Ersatz zu beschaffen oder um ähnliche, aber nicht identische SSC in die bestehenden Systeme gleichwertig einzupassen oder um eigenständige Alternativlösungen zu entwickeln).
- Für aktive und kurzlebige SSC, die nicht obsolet geworden sind, wird deren Programm für die Wartung validiert, d. h. es wird geprüft, ob Wartungsintervalle und Wartungsvorgehen sinnvoll gewählt sind.

Im dritten Schritt werden die für die Gruppen-AMP festgelegten Alterungsmanagementprogramme einer Überprüfung unterzogen und Empfehlungen für deren Alterungsmanagement erarbeitet.

Im abschließenden vierten Schritt wird das Gesamtsystem einer Überprüfung und Bewertung ihrer Leistungsmerkmale unterzogen. Hier werden wieder alle SSC zusammen betrachtet, eine Differenzierung nach Klassen erfolgt nicht, da es auf das Gesamtsystem ankommt. Ein „System Condition Assessment“ wird vorgenommen. Dies ist eine

Art Schwachstellenanalyse, wie sie bei komplexen und vernetzten konventionellen Systemen (wie Wasser-, Wärme- oder Stromversorgungseinrichtungen) regelmäßig vorgenommen wird, um (absehbare) Engpässe und Beeinträchtigungen des Gesamtsystems zu antizipieren. Dies schließt daher immer eine Prognose der künftigen Entwicklung mit ein, wie sie sich aus den bisherigen Erfahrungen und Erkenntnissen mit den SSC ergibt. Die weiteren Teilschritte in Schritt IV sind überwiegend ökonomischer Natur.

Dieses empfohlene Vorgehen ist speziell für Lagereinrichtungen entwickelt, aber prinzipiell für alle Arten von Einrichtungen geeignet.

#### **2.2.4.3 Alterungsüberprüfung der NRC für Kernkraftwerke einschließlich der Brennelementlagerung**

In den USA wurde von der Nuclear Regulatory Commission (NRC) ein Bericht erstellt, in dem die bereits existierenden Programme zum Alterungsmanagement überprüft und bewertet wurden. Hierbei wurde geprüft, ob sie auf einem akzeptablen Stand oder eher verbesserungswürdig sind. Das Ziel dieser Bemühungen war die Entscheidung über beantragte Laufzeitverlängerungen von Kernkraftwerken. Die Ergebnisse wurden im Generic Ageing Lessons Learned (GALL) Report zusammengefasst /NRC 01/. Im Anhang von /IAE 06/ sind alle relevanten SSCs mit ihren Alterungsmechanismen zusammengestellt und daraufhin überprüft, ob Alterung durch einschlägige Prüfprozeduren abdeckend erkannt wird. Zunächst wird dabei die Komponente benannt, dann folgen Informationen über Aufbau, Materialtyp, Umgebungsbedingungen und zu erwartende Alterungseffekte bzw. -mechanismen für spezielle SSC in Nasslagern. In einer abschließenden Spalte werden Empfehlungen zur Vervollständigung, Überarbeitung und Verbesserung aufgelistet.

Die Vorteile des Vorgehens nach dem GALL-Report sind nach /IAE 06/, dass die Methode eine Vorlage bietet, die die technischen Anforderungen an das Verständnis und den Umgang mit Alterung mit Hinweisen und Empfehlungen für spezielle AMP für die einzelnen SSC darstellt. Außerdem sind Informationen über Bauteile, Materialbeschaffenheit, Umgebungsbedingungen und zu erwartende Alterungseffekte für SSC in Nasslagern aufgeführt. Die in der Vorlage aufgeführten AMP sind umfangreich, aber für die SSC in Kernkraftwerken entworfen. Daher sind nicht alle Komponenten und Materia-

lien, die in Zwischenlagern unter trockenen Bedingungen in Behältern eine Rolle spielen, in der Vorlage enthalten oder abgedeckt.

Übertragbar ist aber in jedem Fall das Vorgehen selbst. Es zeigt, dass Methoden und Prozeduren für ein systematisches Alterungsmanagement bei der US-Regulierungsbehörde implementiert sind und Anwendung finden.

#### **2.2.4.4 Umgang mit Alterung in Zwischenlagern in Großbritannien**

Die folgende Beschreibung des Umgangs mit Alterung in Zwischenlagern stützt sich wesentlich auf die Untersuchung und Darstellung in /IAE 06/.

In englischen Zwischenlagern für abgebrannte Brennelemente, überwiegend Nasslager, werden hinsichtlich der Alterung sämtliche Lebensphasen (sogenanntes „Asset care“) der Anlage betrachtet: Planung, Betrieb und Rückbau. Als Grundlage dienen die Erfahrungen, die seit 1947 auf diesem Gebiet gemacht wurden. Der Umgang mit der Alterung von Anlagen wird in England bestimmt durch den Grundsatz des Verstehens von Degenerations-Mechanismen. Die Frequenz der Inspektionen und auch deren Tiefe richten sich nach den Betriebsbedingungen. So können die Inspektionen während der Betriebsphase des Zwischenlagers modifiziert werden, wenn sich die Bedingungen anders als erwartet darstellen. Auch Inspektions-Methoden können bei Bedarf weiterentwickelt werden, wenn sie sich als nicht mehr ausreichend erweisen.

Für die Planung von Anlagen werden die Materialien entsprechend den Anforderungen ausgewählt. Noch während der Planungsphase werden die routinemäßigen Überprüfungen und Überwachungsprogramme in einem Betriebshandbuch beschrieben. Diese Informationen werden in eine Datenbank eingespeist und für andere Anlagen des Betreibers genutzt. An Stellen, wo Alterungsprozesse unklar bzw. noch unverstanden sind, werden Untersuchungen zur Aufklärung durchgeführt.

#### **2.2.4.5 Angewandte Methode in Zwischenlagern in Argentinien**

Für dieses Kapitel wurde im Wesentlichen /IAE 06/ als Quelle genutzt.

In Argentinien wird nach /IAE 06/ ein formalisierter Prozess angewendet, um die kritischen SSC eines Zwischenlagers zu identifizieren (siehe Abbildung 2-26). Die Vorge-

hensweise dabei ist vergleichbar zu den von NRC und IAEA entwickelten Methoden. Für die Anlagenüberwachung, den Betrieb und die Instandhaltungsaktivitäten wurde ein Plan erstellt, dessen Ziel es ist, sicherzustellen, dass der Zustand alle Anlagenteile im Rahmen der vorgeschriebenen Spezifikation bleibt. Es wurde ein Technology Watch Programme eingeführt, um zu gewährleisten, dass Probleme, die die Langzeitsicherheit der Anlage beeinträchtigen können, ermittelt werden können. Diese Methodik wird sowohl in den neueren als auch den älteren argentinischen NASSlagern angewandt.

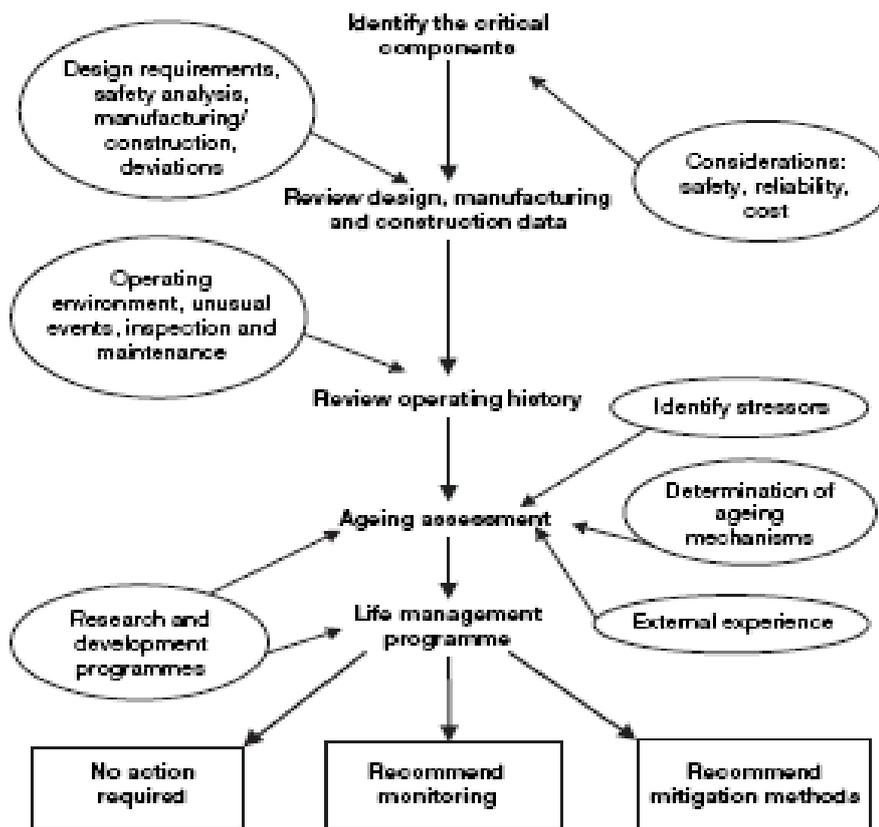


FIG. 4. Ageing management method applied in Argentina.

**Abbildung 2-27:** Methode zum Alterungsmanagement in Argentinien /IAE 06/

Zunächst müssen die kritischen Komponenten einer Anlage identifiziert werden. Dabei werden Aspekte wie Sicherheit, Kosten oder Funktionssicherheit betrachtet. Dann werden die Ausführung, die Verarbeitung und die Konstruktionsdaten bewertet. In die Bewertung fließen die Designanforderungen, Sicherheitsanalysen und Abweichungen davon mit ein. Weiter wird die bisherige Betriebserfahrung wie Betriebsbedingungen, ungewöhnliche Vorkommnisse und Ergebnisse von Inspektionen und Instandhaltungsmaßnahmen betrachtet. In das daraus folgende Ageing Assessment gehen Ergebnisse

von Forschungs- und Entwicklungsprogrammen, Erfahrungen von anderen Anlagen und das Wissen um bekannte Alterungsmechanismen ein. Außerdem werden ungünstige Lagerbedingungen identifiziert. Dann wird ein Life Management Programm entwickelt, in das neben den Ergebnissen des Ageing Assessment auch wieder die Ergebnisse aus Forschungs- und Entwicklungsprogrammen einfließen. Dieses Life Management Programm entscheidet dann über die Art der Überwachung.

#### **2.2.4.6 Stand von W&T: IAEA Coordinated Research Project on Ageing of Materials in Spent Fuel Storage Facilities**

Im Bearbeitungszeitraum von 1998 bis 2003 wurde unter der Leitung der IAEA ein Coordinated Research Project (CRP) mit dem Titel „Understanding and Managing of Ageing of Materials in Spent Fuel Storage Facilities“ durchgeführt. Teilnehmer des Projekts waren Vertreter internationaler Forschungseinrichtungen, Lagerbetreiber und Aufsichtsbehörden aus Australien, USA, Russland, Kasachstan, Rumänien, Deutschland, England und Argentinien. Aus dem Wissen heraus, dass weltweit über 150 Zwischenlager in den IAEA-Mitgliedsstaaten betrieben werden und dass deren Betriebsdauer teilweise schon heute den ursprünglich geplanten Betriebszeitraum überschreitet, wurde die Wichtigkeit des Verständnisses von Alterung und deren Management erkannt.

Das Ziel des Projektes war, die bekannten Aspekte der Alterung in Brennelement-Zwischenlagern zusammenzutragen und den Kerntechnik nutzenden Ländern eine Basis für die Erstellung eines Alterungsmanagements in ihren Zwischenlagern zu erarbeiten. Dabei wurden die Erfahrungen, die bereits in Kernkraftwerken gemacht wurden, betrachtet und Anpassungen an weniger komplexe Anlagen wie Zwischenlager empfohlen. Die Ergebnisse sollen den Staaten Orientierung bieten, die sich noch in einem frühen Stadium bei der Umsetzung eines Alterungsmanagements für neue oder ältere Zwischenlager befinden. Der Bericht /IAE 06/ beinhaltet:

- eine ausführliche Beschreibung bekannter Alterungsphänomene bei verschiedenen, für Zwischenlager typischen Materialien,
- ein Kapitel über das Alterungsmanagement für Brennelement-Zwischenlager,
- einen Überblick über den Umgang mit Alterung in den Ländern der CRP-Teilnehmer,

- Highlights aus dem CRP-Forschungsprojekt,
- ein Kapitel zum Austausch von Information und Wissen, und
- Empfehlungen der CRP-Mitglieder.

Diese Empfehlungen sollen den Betreibern von Zwischenlagern zum Erarbeiten eines eigenen Konzepts zum Alterungsmanagement dienen. Sie basieren auf den systematischen Betrachtungen und Auswertungen von Erfahrungen bei der Lagerung und den dort auftretenden Alterungseinflüssen. Im Folgenden werden die Empfehlungen der CRP-Mitglieder wiedergegeben:

- Alle Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente sollten leistungsfähige AMPs haben, die die Lebensdauer der SSC berücksichtigen. Die AMPs sollten als Basis dafür genutzt werden, um zu entscheiden, ob SSC spezielle Maßnahmen hinsichtlich der Abschwächung altersbedingter Degradation zum jetzigen Zeitpunkt oder im Verlauf der Lagerung benötigen. AMPs sollen so formuliert und dokumentiert werden, dass jedes identifizierte SSC kontinuierlich seine ihm bestimmte Funktion in allen vorhersehbaren Situationen behält. Dabei sollte der Fokus auf den kritischen SSC liegen.
- Das Alterungsmanagement, das in manchen Ländern schon betrieben wird, sollte sich auf die anderen die Kerntechnik nutzenden Länder ausweiten.
- Das Alterungsmanagement sollte bereits in die Planungsphase einbezogen werden. Dazu benötigen die Planer detaillierte Informationen über die Degradation der Materialien. Es soll für die jeweilige Anlage die am besten geeignete Alterungsmanagement-Methode gewählt werden.
- Das Verhalten der verwendeten Materialien in einem Zwischenlager sollte während der gesamten Betriebszeit betrachtet werden. Auch die „Nichtalterung“ des Materials sollte aufgezeichnet werden.
- Wenn Materialien im Zwischenlager ersetzt werden müssen bzw. bei Rückbau anfallen, sollten sie nach Möglichkeit innerhalb spezieller Programme untersucht werden, um deren Alterungs- und Abnutzungserscheinungen besser zu verstehen.

- Das Management der Anlage muss in die Planung der finanziellen und personellen Ausstattung, die nötig sind, um ein Alterungsmanagement wirksam durchzuführen und zu verstehen, einbezogen werden.
- Einführung eines systematischen und nachhaltigen Vorgehens, um die erforderlichen Maßnahmen hinsichtlich des Alterungsmanagements zu verwalten und zu dokumentieren. Der Nachweis eines funktionierenden Alterungsmanagements unterstützt die behördlichen Anforderungen im Falle einer Verlängerung der Betriebszeit einer Anlage.
- Internationale Erfahrungen über Alterserscheinungen von Material in Zwischenlagern sollten zusammengetragen und ausgewertet werden. Ein Austausch über die gemachten Erfahrungen, gute wie auch schlechte, sollten zum Wohle der gesamten nuclear community stattfinden. Dazu wäre das Anlegen einer Datenbank sinnvoll.

## **2.2.5 Alterungsmanagement in Kernkraftwerken**

In diesem Kapitel soll der Umgang mit Alterung in Kernkraftwerken betrachtet werden. Dieser Anlagentyp unterscheidet sich zwar in vielerlei Hinsicht von Zwischenlagern (wesentlich mehr SSCs, überwiegend aktive Komponenten, höhere Komplexität, höheres Freisetzungspotential etc.). Die Terminologie, die Methodik und die Konzeption der Beherrschung von Alterungseffekten sind aber für Kernkraftwerke hergeleitet und lehnen sich sehr eng an diese an. Sie kann nach entsprechender Anpassung auf Zwischenlager angewendet werden und mit ähnlicher Zielsetzung (Optimierung der sicherheitsgerichteten Organisation, sichere Durchführung des Betriebes) bzw. mit ergänzenden Zieldefinitionen (z. B. anschließend an den sicheren Betrieb der sichere Abtransport der radioaktiven Stoffe) versehen und ist mit entsprechend angepassten Methoden übertragbar.

### **2.2.5.1 Periodische Sicherheitsüberprüfungen**

Die Wichtigkeit eines effektiven Alterungsmanagements in Kernkraftwerken wurde bereits in den 1980er Jahren erkannt. So wurde das Alterungsmanagementprogramm für die sicherheitsrelevanten SSC wichtiger Bestandteil der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) oder des Periodic Safety Reviews (PSR). Die Periodische Sicherheits-

überprüfung ist eine systematische Neubeurteilung der Sicherheit einer Anlage, die in regelmäßigen Abständen durchzuführen ist, um die kumulativen Effekte von Alterung, Veränderungen, Betriebserfahrungen, technische Entwicklungen und Standortfaktoren zu betrachten. Das Ziel dieser Bewertung ist die Sicherstellung eines hohen Sicherheitslevels während der gesamten Laufzeit der Anlage /IAE 07a/. Dieses Ziel soll gemäß /IAE 03a/ u. a. dadurch erreicht werden, dass laufenden Anlagen an

- Veränderungen bei Sicherheitsstandards,
- grundlegend neue technologische bzw. wissenschaftliche Erkenntnisse,
- Weiterentwicklungen analytischer Techniken,
- Schwierigkeiten durch sich verstärkende Effekte durch Modifikationen an der Anlage und durch Alterung,
- Änderungen in Management- und Personalstrukturen, in den Managementstrukturen des Betreibers bzw. der Aufsichtsbehörde,
- den veränderten Stand von Wissenschaft und Technik

angepasst werden. Nach Empfehlung der IAEA /IAE 03a/ sollte die erste PSÜ etwa 10 Jahre nach dem Start einer Anlage und in diesem Turnus weiter bis zu ihrer endgültigen Abschaltung durchgeführt werden.

/IAE 03a/ enthält im Anhang eine Liste mit allgemeinen Bewertungskriterien für jede sicherheitsrelevante Einflussgröße. Zum Thema Alterung werden hier folgende Standards gesetzt:

- Definition von übergeordneten Zielen für den Umgang mit Alterung, Organisation und verfügbaren Mitteln,
- eine dokumentierte Methode und Kriterien, um SSC mittels AMP zu identifizieren,
- eine Liste von SSC, die durch das AMP überwacht werden,
- die Bewertung und Dokumentation von potentieller Alterungsdegradation, die die Sicherheit von SSC beeinträchtigen kann,
- das besser werdende Verständnis wichtiger Alterungsmechanismen bei SSC,

- die Verfügbarkeit von Daten zur Bewertung von Alterungsdegradation,
- die Wirksamkeit von Betriebs- und Überwachungsprogrammen im Alterungsmanagement von austauschbaren Komponenten,
- ein Programm zum rechtzeitigen Erkennen und Abschwächen von Alterungsmechanismen und -effekten
- die Festlegung von Akzeptanzkriterien und geforderter Bandbreite für SSC,
- die Beachtung der physikalischen Bedingungen der SSC, einschließlich der aktuellen Sicherheitsmargen und aller Einflüsse, die die Betriebszeit verkürzen können.

Der Faktor Mensch beeinflusst alle Aspekte der Sicherheit eines Kernkraftwerks. Aus diesem Grund soll die PSÜ bewerten, inwieweit damit bestmöglich umgegangen werden kann. In die Bewertung sollen nach /IAE 03a/ unter anderem die Bereiche Wissenserhalt und Bereitstellung von qualifiziertem Personal über die gesamte Betriebsdauer sowie die Schnittstelle Mensch-Maschine einfließen. Da sich in einem Zeitraum von 10 Jahren innerhalb der Personalstruktur einiges verändern kann, empfiehlt die IAEA in ihren Sicherheitsstandards zur Durchführung von PSÜ in Kernkraftwerken /IAE 03a/ eine gut nachvollziehbare und leicht verständliche Dokumentation der PSÜ.

Die Anforderungen an die periodische Sicherheitsüberprüfung in den verschiedenen Ländern sind sehr unterschiedlich und nicht miteinander vergleichbar. Auch werden die Weiterentwicklungen in den IAEA-Sicherheitsstandards, die Effekte der Alterung der Anlage, Betriebserfahrungen oder Entwicklungen in der Forschung nicht immer und in allen nationalen Regularien berücksichtigt. Systematische AMP werden etwa seit den 1990er Jahren von immer mehr Aufsichtsbehörden verlangt /IAE 92/. In den meisten Kernkraftwerken werden mittlerweile Periodische Sicherheitsüberprüfungen durchgeführt.

### **2.2.5.2 Aktuelle Entwicklungen**

Im Rahmen des Langzeitbetriebs von Kernkraftwerken hat man mittlerweile erkannt, dass Alterungsphänomene für den sicheren Betrieb eine große Rolle spielen. Beim „International Symposium on the Ageing Management & Maintenance of Nuclear Power

Plants“ im Februar 2007 in Tokio wurden die Aktivitäten der IAEA hinsichtlich des sicheren Langzeitbetriebs vorgestellt /ISA 07/. Hierbei wurde der IAEA Safety Guide „Ageing Management for Nuclear Power Plants“ kurz beschrieben, dessen Veröffentlichung Anfang 2009 erfolgte /IAE 09a/. Dieser Safety Guide verfolgt das Ziel, Richtlinien und Empfehlungen für sicherheitsrelevante Komponenten von Kernkraftwerken hinsichtlich des Umgangs mit Alterung von SSC zu erstellen. Der Safety Guide beinhaltet eine Beschreibung der SSC von Kernkraftwerken mit dem Fokus auf Materialalterung. Weiterhin werden unter anderem Alterungsmanagementprogramme, die derzeit verwendet werden, und auch das Management von Überalterung („obsolescence“) thematisiert. Der Prozess der Bewertung von Alterungsmanagement wird ebenso behandelt wie die Eigenschaften von effektiven AMPs.

Um Betreiber und Behörden beim Umgang mit Fragen zu den Themen Langzeitbetrieb und Alterungsmanagement zu unterstützen, wurde 2006 bei der IAEA die Wissensdatenbank SKALTO (Safety Knowledge Base for Ageing and Long Term Operation of Nuclear Power Plants) gegründet /IAE 10/. Die Datenbank beinhaltet die anwendbaren IAEA Safety Standards, nationale Anforderungen in den verschiedenen Mitgliedsstaaten, wichtige Publikationen zum Thema Alterung, Informationen von vergangenen IAEA-Aktivitäten, R&D-Berichte und sonstige themenrelevante Berichte und Links.

## **2.2.6 Schlussfolgerungen**

Bei den Recherchen zum Thema Alterung in Zwischenlagern für abgebrannte Brennelemente und HAW wurde deutlich, dass dieses Thema

- im internationalen Raum seit etwa 15 Jahren auf dem Gebiet der Kernkraftwerke eingeführt und diskutiert wird,
- in diesem Bereich systematisch entwickelt wurde und als Stand von Wissenschaft und Technik anzusehen ist,
- in der Anwendung auf die Zwischenlagerung zwar jüngeren Datums ist, aber durch Orientierung an der Methodik bei Kernkraftwerken rasch einen ebensolchen Status erreichen kann,
- in den nächsten Jahren weiter entwickelt wird und zu erwarten ist, dass es Eingang in internationale Sicherheitsstandards finden wird.

In einigen Ländern werden bereits erste Überprüfungen mit dem Schwerpunkt Alterung in den dortigen Zwischenlagern durchgeführt. Das Konzept soll in einen Review-Prozess eingebunden sein, der erlaubt, die Methode gegebenenfalls an den Stand von Wissenschaft und Technik, an Betriebserfahrungen und an neue Erkenntnisse auf dem Gebiet der Alterung anzupassen, wie dies auch in verschiedenen Publikationen der IAEA für die AMPs empfohlen wird.

Das Verhalten der verwendeten Materialien in einem Zwischenlager sollte während der gesamten Betriebszeit betrachtet werden und auch die „Nichtalterung“ des Materials sollte aufgezeichnet werden. Die Methode sollte auch detaillierte Vorgaben für die Erstellung von Alterungsmanagementplänen für sicherheitsrelevante Strukturen, Systemen oder Komponenten (SSCs) beinhalten. Außerdem sollte ein systematisches und nachhaltiges Vorgehen eingeführt werden, um die erforderlichen Maßnahmen hinsichtlich des Alterungsmanagement zu verwalten und zu dokumentieren.

In einigen Staatenberichten zur Joint Convention zum Gemeinsamen Übereinkommen über nukleare Entsorgung werden die Bemühungen der Staaten hinsichtlich eines Alterungsmanagement beschrieben. Der deutsche Bericht sollte deutlich signalisieren, dass das Thema auch aus deutscher Sicht ernst genommen wird und seine Weiterentwicklungen und Aktivitäten in regulatorischer Hinsicht und die Aktivitäten der Betreiber darstellen. Es ist zu erwarten, dass Staaten mit einem systematischen Altersmanagement oder Staaten mit aktuellen Diskussionen in Richtung auf eine Regulierung entsprechend interessierte Rückfragen zur Praxis in Deutschland formulieren werden.

Außerdem sollten die Empfehlungen des CRP bezüglich spezieller Untersuchungsprogramme für Materialien aus Zwischenlagern bzw. aus dem Rückbau zum besseren Verständnis von Alterungs- und Abnutzungserscheinungen diskutiert werden. Die nationalen und internationalen Erfahrungen über Alterserscheinungen von Materialien in Zwischenlagern sollten zusammengetragen und ausgewertet werden. Dazu wäre nach /IAE 06/ das Anlegen einer Datenbank sinnvoll.

### **3 Langzeiteffekte bei Komponenten und Systemen**

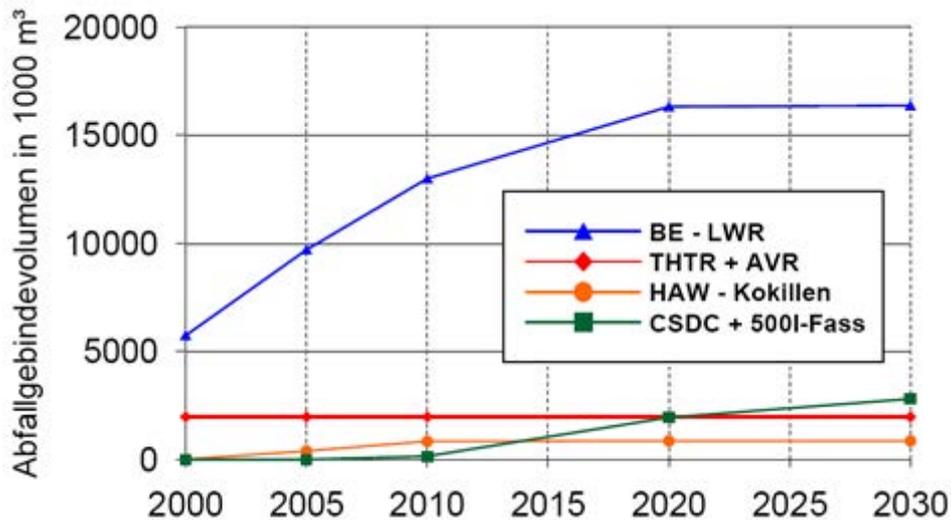
Mit zunehmender Lagerdauer ist damit zu rechnen, dass Veränderungen eintreten, die sich auf die Sicherheit der Lagerung auswirken können. Die Veränderungen können zum einen die Quelle selbst betreffen, vor der es sich zu schützen gilt; zum anderen auch die Schutzeinrichtungen, wie schützende Barrieren und notwendige Handhabungseinrichtungen.

Materialien können durch ständige Belastungen oder einfach durch Alterung u. U. ihre bisherige Eignung so weit einbüßen, dass sie ihre sicherheitstechnische Aufgabe nicht mehr erfüllen. Weiterhin kann die Einwirkung von Strahlung im Laufe der Zeit zu chemischen und physikalischen Veränderungen führen, so dass auch hier gefragt werden muss, inwieweit sich Einbußen bei der Sicherheit ergeben können. Die uneingeschränkte Intaktheit der Barrieren ist eine der Voraussetzungen für eine zeitliche Ausdehnung der Lagerdauer.

Durch den radioaktiven Zerfall verändert sich auch das eingelagerte Aktivitätsinventar im Laufe der Zeit, so dass zu prüfen ist, in welchem Ausmaß die Veränderungen stattfinden und welche Auswirkungen sich daraus ergeben.

#### **3.1 Zwischenzulagernde hochradioaktive Stoffe**

Hochradioaktive Abfälle sind im Wesentlichen abgebrannte Brennelemente und verglaste HAW. Nach Prognosen des Arbeitskreises Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd) fallen in Deutschland bis zum Jahr 2040 voraussichtlich etwa 24.000 m<sup>3</sup> wärmeentwickelnde Abfälle an /AKE 02/. Diese Prognosen berücksichtigen den in der Vereinbarung vom 14. Juni 2000 /BMU 00/ und in der Novelle des Atomgesetzes vom 22. April 2002 /ATG 02/ festgelegten Ausstieg aus der Nutzung der Kernenergie zur Stromerzeugung in Deutschland. Im Hinblick auf die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle wird von den in Abbildung 3-1 dargestellten Mengen ausgegangen.



**Abbildung 3-1:** Prognostizierte Abfallgebinderolumina konditionierter wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle in Deutschland bis zum Jahr 2030 (kumulativ) /KUN 07/

### 3.1.1 Abgebrannte Brennelemente

Die Eigenschaften des zu entsorgenden Produktes Kernbrennstoff bestimmen wesentlich die Randbedingungen einer Zwischenlagerung.

Das Ausgangsmaterial für den Kernbrennstoff eines thermischen  $\text{UO}_2$ -Leichtwasserreaktors besteht aus Natururan, das neben  $^{238}\text{U}$  (99,27 wt%) zu geringen Anteilen auch die Isotope  $^{235}\text{U}$  (0,72 wt%) und  $^{234}\text{U}$  (0,01 wt%) enthält. Das thermisch spaltbare Isotop  $^{235}\text{U}$  wird angereichert. Um einen Zielabbrand von 40 GWd/tSM zu erreichen, ist eine Anfangsanreicherung von ca. 3,6 wt%  $^{235}\text{U}$  notwendig. Beim Einsatz von Mischoxid-Brennelementen (MOX) besteht der Brennstoff aus Plutonium mit Natur- oder abgereichertem Uran als Trägermaterial. Für die in deutschen Reaktoren verwendeten MOX-Brennelemente beträgt der Anfangsgehalt an thermisch spaltbarem Plutonium (Isotope  $^{239}\text{Pu}$  und  $^{241}\text{Pu}$ ) 3,1 – 4,6 wt% /ETZ 00/.

Durch den Einsatz im Reaktor ändert sich die Zusammensetzung des Kernbrennstoffs. Der Restgehalt des Isotops  $^{235}\text{U}$  beträgt noch etwa 0,8 – 1 wt%. Plutonium wird aufgebaut und hat einen Anteil von ca. 1 wt% (davon entfallen ca. zwei Drittel auf  $^{239}\text{Pu}$  und  $^{241}\text{Pu}$ ), während die übrigen Aktiniden nur ca. 0,02 wt% beisteuern. Die Spaltprodukte (Elemente mit Kernladungszahlen, die zwischen denen von Zink und Gadolinium lie-

gen) haben einen Anteil von etwa 4 wt%, die restlichen Zerfalls- und Aktivierungsprodukte sowie der Sauerstoff einen Anteil von etwa 12 wt%.

Der mengenmäßig größte Anteil der Spaltprodukte, nämlich rund 86 wt%, besteht nach relativ kurzer Zeit aus stabilen Nukliden und ist radiologisch ohne Bedeutung. Der verbleibende Rest von ca. 14 wt% sorgt aber in den ersten 100 Jahren – und damit in dem für die Zwischenlagerung relevanten Zeitraum – für eine erhebliche Radiotoxizität. Dies betrifft namentlich die Isotope  $^{90}\text{Sr}$  und  $^{137}\text{Cs}$  /GEW 03/. Das Gesamtaktivitätsinventar eines abgebrannten DWR-Brennelements vom Typ Biblis (Anfangsanreicherung 3,6 wt%  $^{235}\text{U}$ , Abbrand 40 GWd/tSM, 1.000 Tage Standzeit im Reaktor) liegt 10 Jahre nach Entnahme aus dem Reaktor bei etwa  $10^{16}$  Bq.

Abgebrannte Brennelemente sind hochradioaktiv und stellen im Zwischenlager ein sehr großes Aktivitätsinventar mit hohen Anforderungen an den Schutz vor der von ihnen ausgehenden ionisierenden Strahlung dar. Dieser Schutz umfasst sowohl die Abschirmung gegen Direktstrahlung als auch die Verhinderung einer Freisetzung und wird von der Brennstoffmatrix, dem Brennstabhüllrohr, dem Lagerbehälter und den Gebäudestrukturen gebildet. Da der Schutz über den gesamten Zwischenlagerzeitraum Bestand haben muss, ist sicherzustellen, dass es auch bei einer verlängerten Zwischenlagerung zu keinen sicherheitsrelevanten Veränderungen kommt, die zu einer Einbuße der Schutzfunktionen führen könnten.

#### **3.1.1.1 Brennstabhüllrohre**

Die Brennstoffpellets bilden eine lange Brennstabsäule, die sich in einem mit Helium gefüllten, an beiden Enden gasdicht verschweißten Hüllrohr befindet. Aufgrund ihrer geringen Neutronenabsorption werden für die Brennstabhüllrohre standardmäßig Zirkonium-Legierungen (Zircaloy) als Werkstoffe verwendet. Im SWR kommt Zircaloy-2 zum Einsatz, im DWR Zircaloy-4 sowie die neueren Werkstoffe ZIRLO und M5 (Tabelle 3-1).

**Tabelle 3-1:** Zusammensetzung der Zusätze kommerziell verwendeter Hüllrohrwerkstoffe auf der Basis von Zirkonium-Legierungen in Gewichtsprozent (wt%) /MAS 07/

Legierung	Sn wt%	Nb wt%	Fe wt%	Cr wt%	Ni wt%	O wt%
Zircaloy-2	1,5	–	0,2	0,1	0,05	0,12
Zircaloy-4	1,3-1,5	–	0,2	0,1	–	0,12
ZIRLO	1	1	0,1	–	–	0,12
M5	–	1	–	–	–	0,12

Bereits in den 80er Jahren zeichnete sich ab, dass Zircaloy-4 den steigenden Anforderungen an die Hüllrohre, insbesondere in den Druckwasserreaktoren der damals neuesten Generation nicht mehr gewachsen war. So wurden im KKW Gösgen (Schweiz) auf UO<sub>2</sub>-Brennstäben mit einer Anfangsanreicherung von 3,5 wt% <sup>235</sup>U bei einem Abbrand von weniger als 40 GWd/tSM Oxidschichtdicken um 100 µm gemessen. Die Oxidschicht platzte großflächig ab /ZWI 06/. Ein wesentliches Ziel der Brennelemententwicklung ist deshalb die Verbesserung der Korrosionsbeständigkeit der Hüllrohrwerkstoffe. Mit dem Zusatz von Elementen wie Niob oder Zinn sowie der Entwicklung von zweischichtigen Hüllrohren (sog. Duplex-Hüllrohre) konnten hier in den vergangenen Jahren erhebliche Fortschritte erzielt werden, die eine langsame aber stetige Zunahme der Abbrände im Reaktor erlaubten. Die mechanischen Eigenschaften der Duplex-Hüllrohre werden bestimmt durch das Wandmaterial Zircaloy-4, welches durch eine dünne, korrosionsbeständige Außenschicht vor exzessiver Korrosion geschützt wird. Parallel zur Einführung der Duplex-Hüllrohre wurden von den DWR-Brennstofflieferanten die neuartigen Zirkonium-Legierungen ZIRLO (Westinghouse) und M5 (Areva NP) entwickelt, deren chemische Zusammensetzungen außerhalb der ASTM-Spezifikationen für Zircaloy-4 liegen. ZIRLO und M5 sind auch bei in deutschen Druckwasserreaktoren bestrahlten Brennelementen im Einsatz.

Solange bei der trockenen Zwischenlagerung die Brennelemente im Lagerbehälter nicht mit Feuchtigkeit in Kontakt kommen, können sich die Materialeigenschaften der Hüllrohre und der Brennstoffmatrix nur durch Feststoffreaktionen verändern. Für Kritikalitätsbetrachtungen sind diese Reaktionen jedoch nicht relevant.

### 3.1.1.1.1 Rückhaltefunktion der Brennstoffmatrix

Die Brennstoffmatrix stellt eine erste Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Substanzen aus dem Kernbrennstoff dar. Sie besteht aus gesintertem, hochreinem, keramischem Uranoxid ( $\text{UO}_2$ ) mit einer Korngröße von etwa 5 – 10  $\mu\text{m}$  und einer Porosität bis etwa 5%. Die Brennstoff-Pellets mit einem Durchmesser von ca. 8 – 10,5 mm und einer Höhe von ca. 10 – 12,5 mm sind im Hüllrohr zu einer Brennstoffsäule angeordnet.

Bei höherem Abbrand bildet sich am Rand der Pellets ein ca. 100  $\mu\text{m}$  breiter Saum (sog. „Rim“), in dem die ursprüngliche Kornstruktur durch die Bestrahlung und Erwärmung verlorengegangen ist. Dieser Saum hat einen deutlich höheren Abbrand (bis Faktor 3) als die restliche Brennstoffmatrix und ist durch verstärkte Neutronenabsorption entstanden. Der Saum weist infolgedessen eine erhöhte Porosität auf, was sich deutlich in einer Zunahme der Freisetzung gasförmiger Spaltprodukte aus diesem Bereich äußert. Lokale Veränderungen des Brennstoffgefüges werden insbesondere durch den starken Temperaturgradienten im Brennstab hervorgerufen. Während des Reaktorbetriebes beträgt die Temperatur im Zentrum ca. 800 – 1.400°C und sinkt zum Rand hin bis auf etwa 500°C ab. Die resultierenden Wärmespannungen führen dazu, dass frische Brennstofftabletten bereits unmittelbar nach Aufnahme des Leistungsbetriebes stellenweise aufreißen, wodurch sich eine Vielzahl von kleineren Bruchfragmenten bildet. Die für Korrosionsprozesse bedeutsame Brennstoffoberfläche vergrößert sich durch die Fragmentierung etwa um den Faktor 4. Die entstandenen Risse stellen darüber hinaus mögliche Diffusionspfade für eine Umverteilung von Spaltprodukten im Brennstab dar.

Im heißesten, zentralen Bereich des Brennstoffs ist aufgrund von Sinterprozessen oft ein Wachstum der Korngröße des keramischen Gefüges zu beobachten. Dabei reichern sich an den Korngrenzen diejenigen Spaltprodukte an, die nicht in das Kristallgitter der  $\text{UO}_2$ -Körner passen. Oberhalb einer Temperatur von etwa 1.200°C ist die Beweglichkeit vieler Spaltprodukte so groß, dass sie die  $\text{UO}_2$ -Körner durch Diffusionsprozesse verlassen und sich als neue Phasen ausscheiden. Die wichtigsten derartigen Ausscheidungen sind metallische Phasen. Eine Anhäufung der entstandenen Ausscheidungen entlang der Korngrenzen bewirkt eine Auflockerung des Zusammenhalts der Körner. Dies wird als Ursache des in Auslaugtests beobachteten Herausbrechens

von Körnern angesehen. Korngrenzen in der  $\text{UO}_2$ -Matrix stellen somit auch wichtige Ausbreitungswege für korrosive Medien (z. B. Wasser) dar.

Bei genügend hoher Lagertemperatur oder ausreichend langer Lagerzeit in sauerstoffhaltiger Atmosphäre kann es zur Oxidation von  $\text{UO}_2$  unter Bildung von  $\text{U}_3\text{O}_8$  ( $\text{UO}_2 \cdot 2 \text{UO}_3$ ) kommen. Die Entstehung von  $\text{U}_3\text{O}_8$  geht einher mit einer Volumenzunahme und dem Auftreten mechanischer Spannungen, mit einer Vergrößerung der Oberfläche und der allmählichen Zerstörung der  $\text{UO}_2$ -Körner. Beobachtungen zeigen, dass oxidiertes Kernbrennstoff schneller ausgelaugt werden kann als nichtoxidiertes. Die geringere chemische Stabilität von oxidiertem Brennstoff wird auf die hohe Mobilität von sechswertigem Uran (in  $\text{U}_3\text{O}_8$ ) im Vergleich zu vierwertigem Uran (in  $\text{UO}_2$ ) zurückgeführt /KIE 03/.

Die im metallischen Zustand vorliegenden Spaltprodukte lösen sich nicht in der  $\text{UO}_2$ -Matrix, sondern bilden Ausscheidungen, die im Wesentlichen aus den Elementen Palladium, Rhodium, Ruthenium, Molybdän und Technetium bestehen. Zum Teil sind diese Ausscheidungen im Inneren der  $\text{UO}_2$ -Körner zu finden, zum Teil sind sie entlang der Korngrenzen verteilt.

An den Korngrenzen sowie in dem freien Gasraum zwischen Brennstoffpellets und Hüllrohr befinden sich zwischen 0,1% und 5% (bei hohen Abbränden) der bei der Kernspaltung gebildeten Edelgase (u. a.  $^{85}\text{Kr}$  mit einer Halbwertszeit von 10,7 Jahren). Der Hauptteil aller Radionuklide befindet sich in der  $\text{UO}_2$ -Matrix; diese enthält 100% der Aktiniden und Seltenen Erden, mindestens 99,9% des Gehaltes an Strontium sowie mehr als 90% des Gehaltes an Cäsium, Iod und Edelgasen (z. B. Krypton, Xenon). Cäsium und Iod sind im Kernbrennstoff ähnlich verteilt wie die Edelgase, weil diese Elemente bei den hohen Einsatztemperaturen im Reaktor relativ beweglich sind.

Im Verlauf der Lagerung des abgebrannten Brennstoffs diffundieren die Edelgase aus der Brennstoffmatrix in den freien Gasraum, so dass zunehmend das Hüllrohr als nächste Freisetzungsbarrriere in Anspruch genommen wird. Hingegen ist mit einer Freisetzung fester Spaltprodukte aus dem Brennstoff auch bei verlängerter Lagerung nicht zu rechnen, solange es nicht zu einer störfallbedingten Aufheizung oder mechanischen Beschädigung des Brennstoffs kommt.

#### **3.1.1.1.2 Brennstabhüllrohr als Freisetzungsbarrriere**

Edelgase treten aus der Brennstoffmatrix in den freien Raum zwischen Pelletsäule und Hüllrohr aus. Das Brennstabhüllrohr verhindert den weiteren Austritt in den Behälterraum. Von der Intaktheit des Hüllrohres hängt die Barrierewirkung ab; diese kann im Lauf der Zeit beeinträchtigt werden. Zwei Einflussfaktoren sind hier maßgeblich:

1. Anstieg des Innendruckes im Hüllrohr,
2. Veränderung der Hüllrohrstabilität.

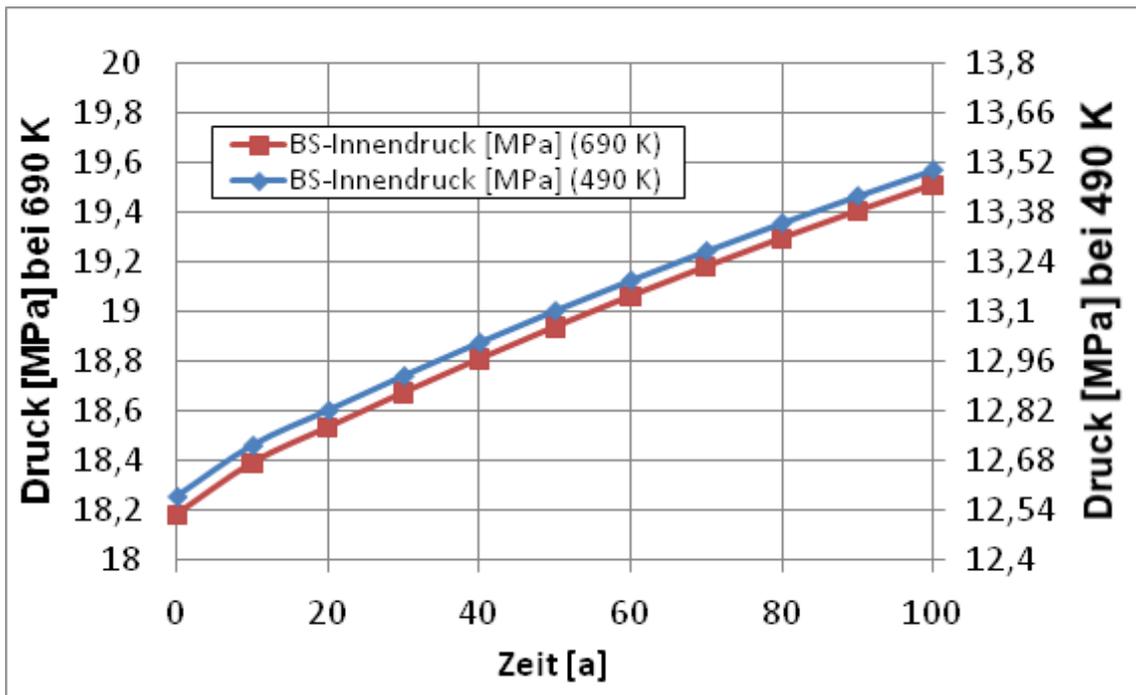
Beide Einflussfaktoren unterliegen zeitlichen Veränderungen.

### **3.1.1.1.3 Anstieg des Innendruckes im Hüllrohr**

Die Berechnung des Druckaufbaus im Brennstabhüllrohr wird im Anhang A3 für ein gewähltes Referenzsystem auf der Basis eines Standardbrennelements vom Typ Biblis 16x16-20/3900 hergeleitet und durchgeführt. Die wesentlichen Edelgase, die bei der Bewertung des Druckaufbaus in den Brennstäben abgebrannter Brennelemente berücksichtigt werden müssen, sind Helium (He), Krypton (Kr) und Xenon (Xe) /QUA 88/. Gase wie z. B. Radon (Ra) oder Neon (Ne) entstehen nur in geringem Maße und bleiben daher hier unberücksichtigt.

Abbildung 3-2 zeigt den berechneten Verlauf des Innendruckes im Brennstab als Funktion der Zeit bis zu 100 Jahren. Ausgegangen wurde von einem Endabbrand von 50 MWd/kgU (Anfangsanreicherung 4,4%), wobei 6,6% Brennstoffschwellen Volumenzunahme angenommen wurde. Berechnet wurde der Verlauf für die beiden Gastemperaturen 490 K (217°C) und 690 K (417°C). Die Gastemperatur von 690 K basiert auf einer Maximaltemperatur der Hüllrohre von 370°C, die aufgrund der Auslegungskriterien für den CASTOR V/19 nicht überschritten werden darf, sowie einem Zuschlag, der den Temperaturgradienten innerhalb eines Brennstabes abdecken soll.

Dabei wurde von einem Heliumvordruck im Hüllrohr von 3,0 MPa bei Raumtemperatur, einer Freisetzung aus der Brennstoffmatrix von 100% beim Helium und von jeweils 15% beim Krypton und Xenon ausgegangen. Im Folgenden wurde untersucht, inwieweit der Druckanstieg durch den Gasaufbau die Festigkeitsgrenzen des Hüllrohres erreicht.

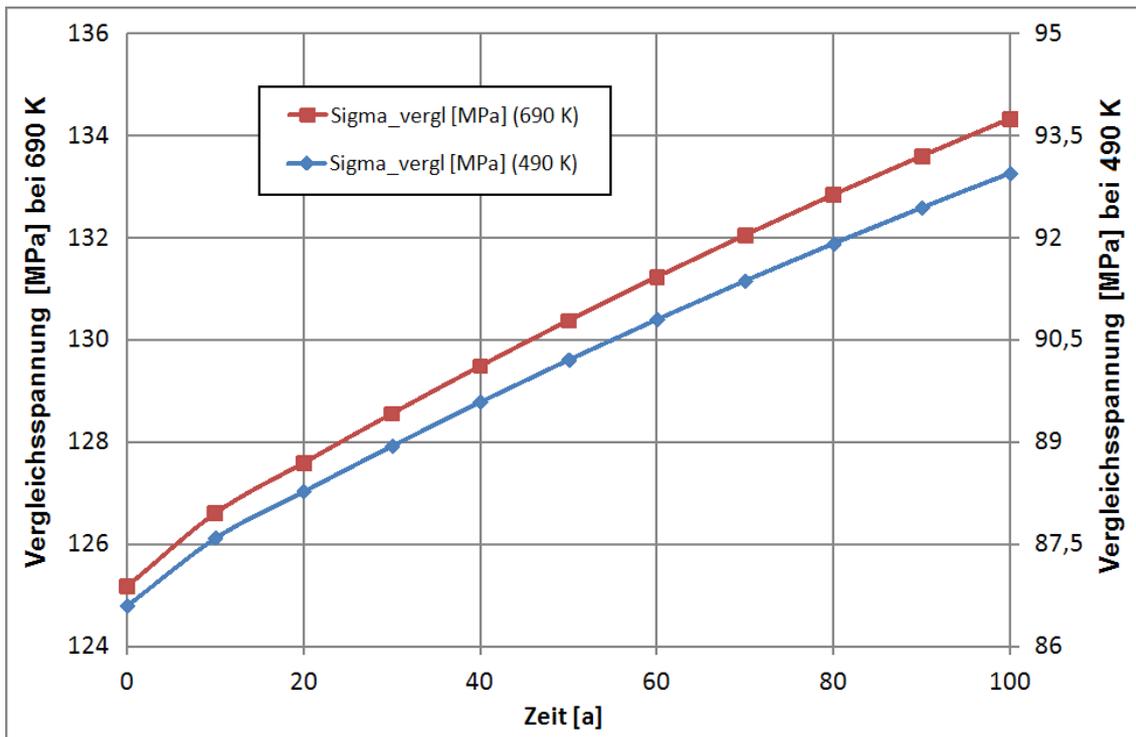


**Abbildung 3-2:** Zeitlicher Verlauf des Edelgasgesamtdruckes in einem Brennstab nach Entladung aus dem Reaktor bei einem erreichten Endabbrand von 50 MWd/kgU für die Gastemperaturen von 490 K und 690 K

#### 3.1.1.1.4 Festigkeitsbetrachtung zum Brennstabhüllrohr

Die Berechnung der mechanischen Hüllrohrbelastungen wird im Anhang A3 beschrieben. Unter Berücksichtigung der drei Spannungsarten – Axialspannung, Tangentialspannung und Radialspannung – wurde entsprechend der Gestaltänderungsenergie-Hypothese eine Vergleichsspannung berechnet. Dabei wurde festgestellt, dass die größte Spannung eines durch Innendruck belasteten Hüllrohres stets in tangentialer Richtung auftritt, d. h. dass bei überhöhtem Innendruck ein Hüllrohrversagen durch einen Längsriss zu erwarten ist.

In Abbildung 3-3 sind die berechneten Vergleichsspannungen eines Hüllrohres nach einem Abbrand von 50 MWd/kgU als Funktion der Zeit bis 100 Jahre aufgetragen, die sich bei einem entsprechenden Druckanstieg durch Gasaufbau im Hüllrohr bei Temperaturen von 490 K und 690 K ergeben. Als zusätzliche leichte Konservativität wurden eine Hüllrohrwärmedehnung und ein Hüllrohraußendruck nicht berücksichtigt.



**Abbildung 3-3:** Zeitverlauf der Axial- und der Tangentialspannung bei einem Endabbrand von 50 MWd/kgU (Anfangsanreicherung 4,4%) sowie für 6,6% Brennstoffschwellen und einer Gastemperatur von 490 K und 690 K

Aus Abbildung 3-3 lässt sich entnehmen, dass die maximale berechnete Vergleichsspannung nach 100 Jahren Lagerzeit bei 92,9 MPa für 490 K und bei 134,3 MPa für 690 K liegt.

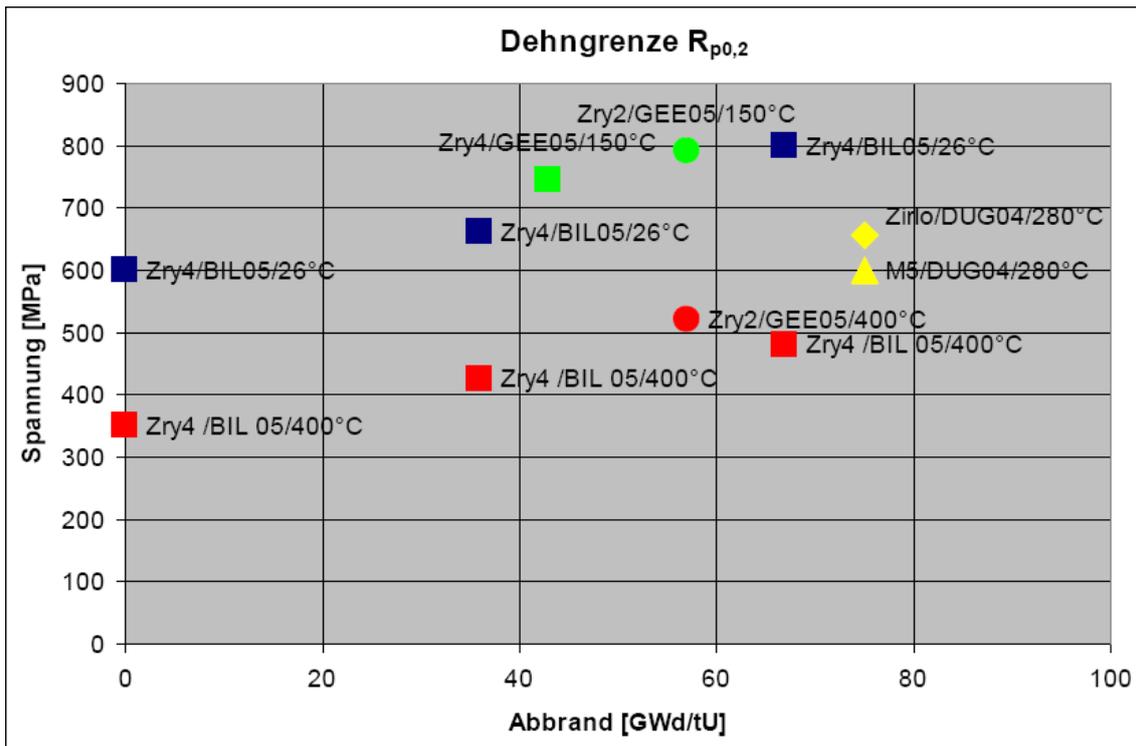
Für die Beurteilung der Festigkeitsgrenze von Materialien können zwei Größen herangezogen werden: die Zugfestigkeit und die (0,2%)-Dehngrenze. Während die Zugfestigkeit den Punkt charakterisiert, an dem das Material versagt, gibt die (0,2%)-Dehngrenze den Punkt an, bei dem eine plastische Verformung von 0,2% zurückbleibt und das Material noch intakt ist. Die (0,2%)-Dehngrenze ist somit das geeignetere Festigkeitskriterium für die Auslegung von Komponenten.

Die mechanischen Eigenschaften der Hüllrohrmaterialien Zircaloy-2 und Zircaloy-4 gemäß /SCR 10/ sind in Tabelle 3-2 aufgeführt. Die Festigkeit nimmt mit abnehmender Temperatur zu und mit zunehmender Rekristallisation ab.

**Tabelle 3-2:** Mechanische Eigenschaften von Zircaloy-2 und Zircaloy-4 /SCR 10/

<b>Eigenschaft</b>	<b>spannungsarm geglüht</b>	<b>halb rekristalli- siert</b>	<b>rekristalli- siert</b>
<b>bei 25°C</b>			
Zugfestigkeit [MPa]	785	660	520
(0,2%)-Dehngrenze [MPa]	600	490	370
<b>bei 200°C</b>			
Zugfestigkeit [MPa]	440	380	290
(0,2%)-Dehngrenze [MPa]	360	260	150
<b>bei 400°C</b>			
Zugfestigkeit [MPa]	---	300	190
(0,2%)-Dehngrenze [MPa]	300	220	130

Bei einer Temperatur von 400°C und voller Rekristallisation beträgt nach Tabelle 3-2 die (0,2%)-Dehngrenze von Zircaloy-2 und Zircaloy-4 130 MPa, bei 200°C sind es 150 MPa. Da die Hüllrohrtemperatur mit der Zeit zurückgeht und nach 40 Jahren etwa bei 200°C liegt /SCR 10/, werden die in Tabelle 3-2 angegebenen Werte nicht erreicht. Nicht berücksichtigt ist hier die Tatsache, dass Hüllrohrmaterial während des Einsatzes im Reaktor eine Veränderung der mechanischen Eigenschaften erfährt. Insbesondere bewirkt die Bestrahlung mit schnellen Neutronen eine Versprödung des Materials; gemäß /KAN 71/ kommt es zu einer Abnahme der Duktilität und zu einem Anstieg der Zugfestigkeit. Grundsätzlich verbessert sich die Festigkeit des Hüllrohrwerkstoffes Zircaloy mit dem Einsatz im Reaktor. Abbildung 3-4 zeigt experimentell ermittelte (0,2%)-Dehnungsgrenzen für verschiedene Abbrände /SCR 10/.



**Abbildung 3-4:** Vergleich von experimentellen (0,2%)-Dehngrenzen in Abhängigkeit von Temperatur und Abbrand /SCR 10/

Aus Abbildung 3-4 ist ersichtlich, dass sich die (0,2%)-Dehngrenzen für das Brennstabhüllrohrmaterial durch den Einsatz im Reaktor verbessern. Eine Spannung von 300 MPa kann hiernach als abdeckender Wert für akzeptierbare Vergleichsspannungen im Hüllrohr angesehen werden. Um systematisches Hüllrohrversagen mit Sicherheit ausschließen zu können, wird eine Bezugsspannung von 70% des abdeckenden Wertes definiert, der dann 210 MPa ergibt. Der unter konservativen Annahmen und bei einer Temperatur von 690 K errechnete Wert von 134,3 MPa für die Vergleichsspannung im Hüllrohr nach Druckaufbau über eine Zeit von 100 Jahren liegt somit deutlich unter dem definierten Grenzwert der Bezugsspannung von 210 MPa. Da die Hüllrohrtemperatur nach 40 Jahren unter 490 K absinkt, wird der definierte Grenzwert der Bezugsspannung von der errechneten Vergleichsspannung mit 92,9 MPa noch deutlicher unterschritten, so dass der Druckaufbau im Hüllrohr bei einer längerfristigen Zwischenlagerung nicht als eine Gefährdung anzusehen ist.

### 3.1.1.1.5 Schwächung der Hüllrohrstabilität

Als Einflüsse, die die Stabilität des Hüllrohres beeinträchtigen können, sind in erster Linie zu nennen:

- Wandschwächung durch Korrosion,
- temperaturbedingte Wanddehnung,
- mechanischer Abrieb,
- strahlenbedingte Schwellvorgänge.

Diese Effekte treten bereits während des Reaktorbetriebs auf, können sich jedoch auf das Verhalten während der Lagerung auswirken.

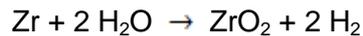
#### *Wandschwächung durch Korrosion*

Beim Kontakt mit Wasser (Kühlmittel im Reaktor) reagiert das Hüllrohrmaterial Zircaloy unter Bildung von Zirkoniumdioxid ( $ZrO_2$ ). Die gebildete Oxidschicht wirkt als Schutzschicht gegen eine weitere Korrosion der Hüllrohre. Während der Einsatzzeit im Reaktor bildet sich unter DWR-Bedingungen mit einer Kühlmitteltemperatur von 300-320°C eine geschlossene Oxidschicht, unter SWR-Bedingungen ergibt sich bei niedrigeren Kühlmitteltemperaturen von 280-285°C vorwiegend eine punktförmige oder noduläre (knotenförmige) Oxidation. Es ist bekannt, dass insbesondere im DWR das Oxidwachstum empfindlich von der Kühlmitteltemperatur abhängt. Die Einsatzzeit der Hüllrohre im Reaktor ist durch die maximal zulässige Oxidschichtdicke begrenzt. Hinsichtlich der Oxidschicht wird derzeit davon ausgegangen, dass die Integrität der Brennstäbe ab einer Dicke der Oxidschicht von 150 µm gefährdet ist. Daher ist in Deutschland entsprechend den sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen für die Auslegung des Reaktorkerns festgelegt, dass auf der Basis von zyklusspezifischen Vorkalkulationen der Oxidschichtdicke ein Wert von 100 µm nicht überschritten werden darf /SCR 10/.

Der spezifizierte Hüllrohräußenradius eines Standardbrennelements vom Typ Biblis 16x16-20/3900 hat beispielsweise einen Nennwert von 5,375 mm; der berechnete minimale Hüllrohräußenradius, der sich ergibt, wenn der Bezugswert von 210 MPa als zugelassene Spannung erreicht wird, beträgt rund 4,933 mm bei 490 K (siehe Anhang

A3). Das bedeutet: Im Zeitraum der verlängerten Zwischenlagerung ergibt sich ein Sicherheitsspielraum von rund 440 µm bei 490 K für Hüllrohroxidation und andere Effekte. Da die Hüllrohrtemperatur im Zeitraum über 40 Jahre weiter abnimmt, ist der Sicherheitsspielraum von 440 µm in der Wandstärke eher ein Minimalwert.

Die Oxidation des Hüllrohrmaterials erfolgt aufgrund folgender chemischer Reaktion:



Dabei entsteht eine ZrO<sub>2</sub>-Deckschicht an der äußeren Brennstaboberfläche, die relativ korrosionsbeständig ist. Die Oxidation von Zirkonium setzt das Vorhandensein von Wasser voraus. In den Annahmebestimmungen der Zwischenlager ist eine maximal zulässige Restfeuchte im Behälterinnenraum vorgeschrieben. Der entsprechende Maximalwert liegt, abhängig vom einzulagernden Behältertyp, in der Größenordnung von 1-10 g/m<sup>3</sup> und wird durch geeignete Maßnahmen zur Entwässerung und Trocknung erreicht.

Die gebildete ZrO<sub>2</sub>-Deckschicht an der Hüllrohroberfläche verhindert das weitere Fortschreiten der Zr-Korrosion. Da das zur Oxidation erforderliche Wasser kaum noch vorhanden ist und die Temperatur im Behälter kontinuierlich abnimmt, kann man aufgrund von durchschnittlichen Betrachtungen derzeit davon ausgehen, dass die Korrosion während der Dauer der Zwischenlagerung so gering ist, dass der verbleibende Sicherheitsspielraum in der Hüllrohrwandstärke ausreicht, um verbleibende Korrosionseffekte am Hüllrohr während einer 100-jährigen Zwischenlagerzeit zu verkraften.

#### *Temperaturbedingte Wanddehnung*

Nach der Entladung werden die bestrahlten Brennelemente in der Regel mindestens 5 Jahre im Abklingbecken der Kernkraftwerke gelagert. Die Temperatur des umgebenden Kühlwassers liegt hierbei unter 40°C. Verformungen der Hüllrohre während der Nasslagerung treten – trotz des hohen Innendrucks – wegen der niedrigen Umgebungstemperatur nicht auf. In den Behältern für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente treten gegenüber der Nasslagerung höhere Temperaturen auf. In Verbindung mit hohen Lagertemperaturen kann das Hüllrohrmaterial eine irreversible radiale Dehnung erleiden. Diesen Vorgang nennt man Kriechen. Unter Inertgasbedingungen (Helium) darf im Behälter eine Temperatur von ca. 370°C nicht überschrit-

ten werden. Oberhalb dieser Temperaturen wird der interne Gasdruck so groß, dass eine Dehnung der Hüllrohre ausgelöst werden kann. Aufgrund der raschen Abnahme der Nachzerfallswärmeleistung während der ersten Jahre nach der Entladung kommt es zu einem Absinken der Hüllrohrtemperaturen, wodurch sich die Dehnungsspannungen auf Werte reduzieren, bei denen der Kriechvorgang zum Erliegen kommt.

Die temperaturbedingte Wanddehnung ist somit kein Effekt, der im Zeitraum einer verlängerten Zwischenlagerung zu einer Schwächung der Hüllrohrstabilität führen wird.

#### *Mechanischer Abrieb*

Eine Wechselwirkung zwischen Brennstab und Abstandshalter während des Reaktorbetriebs kann lokal zu einem mechanischen Abrieb führen und damit zu einer Schwächung der Hüllrohrwandstärke („Fretting“). Während der Lagerung kommt es zwar zu keiner weiteren mechanischen Wechselwirkung zwischen Brennstab und Abstandshalter; eine eventuell vorhandene Schwächung der Wandstärke bleibt aber bestehen. Unterstellt man lokal einen Abrieb und eine Oxidschichtdicke von jeweils 100 µm, so reicht für den betrachteten Referenzfall (siehe Anhang A3) der noch verbleibende Sicherheitsspielraum von ca. 240 µm in der Wandstärke auch bei den zu erwartenden Korrosionseffekten aus, um eine solche Schwächung abzufangen.

#### *Strahlenbedingte Vorgänge*

Während des Betriebes kommt es zu einer Volumenvergrößerung der Pellets. Dieser Effekt wird bei der Brennelementherstellung bereits berücksichtigt. In ungünstigen Fällen kann es jedoch zwischen Brennstoffpellet und Hüllrohr zu mechanischen und chemischen Wechselwirkungen kommen, die eine Schwächung der Hüllrohrstabilität bedeuten können. Im Normalfall liegen diese Schwächungen innerhalb der Toleranzen für die Hüllrohrfestigkeit.

#### *Fazit*

Aufgrund der verschiedenen Effekte, die zu einer möglichen Schwächung der Brennstabhüllrohre führen können, ist es sicherheitstechnisch notwendig, dass die auftretenden Spannungswerte für die Hüllrohre deutlich unter den Maximalwerten liegen. Wie die Untersuchungen in Kapitel 3.1.1.1.4 für den betrachteten Referenzfall zeigen, er-

geben sich keine Hinweise darauf, dass bei einer verlängerten Zwischenlagerzeit von 100 Jahren mit einem systematischen Hüllrohrversagen zu rechnen ist.

#### **3.1.1.1.6 Gasentwicklung und -freisetzung**

Schließt man die Gasbildung durch mikrobielle Zersetzung und organisch-chemische Prozesse aus, welche nur bei der Lagerung schwachradioaktiver Abfälle relevant sind /LAM 97/, ergeben sich folgende Möglichkeiten der Gasentwicklung und -freisetzung aus den Brennelement-Hüllrohren in den Behälterinnenraum /RSK 05/:

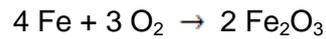
- Bildung von Wasserstoff aufgrund der Korrosion metallischer Werkstoffe und der Radiolyse von Wasser,
- Bildung von Helium aufgrund des  $\alpha$ -Zerfalls der Aktiniden,
- Erzeugung von Spaltgasen.

Einige der genannten Gasgenerierungspfade setzen das Vorhandensein von Wasser voraus. Die Restfeuchte bei der Einlagerung der Brennelemente in die Behälter ist daher ein wichtiger Parameter, der die Vorgänge im Inneren der Lagerbehälter stark beeinflusst.

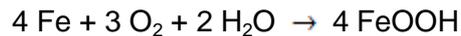
Die Bildung von Heliumgas sowie die Menge der vorhandenen Spaltgase, welche im Falle von Beschädigungen der Brennelement-Hüllrohre ins Innere der Lagerbehälter gelangen können, hängen wesentlich von der betrieblichen Vorgeschichte (Abbrand) des eingelagerten bestrahlten Kernbrennstoffs bzw. von der Dauer seiner Einlagerung (Abklingzeit) ab. In jedem Falle laufen hier physikalische Prozesse ab, die nicht durch verfahrenstechnische Vorgaben bei der Einlagerung der Brennelemente – wie z. B. die Minimierung der Restfeuchte in den Behältern durch Trocknungsvorgänge – beeinflusst werden können.

#### *Bildung von Wasserstoff*

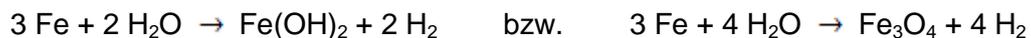
Wasserstoff kann sich aufgrund der Korrosion metallischer Werkstoffe bilden. So korrodiert beispielsweise Eisen in einer sauerstoffhaltigen Umgebung:



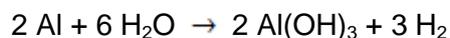
Ist die Umgebung zusätzlich doch durch das Vorhandensein von Wasser gekennzeichnet, so ergibt sich vereinfacht folgende Reaktionsgleichung, die das Phänomen des „Rostens“ von Eisen beschreibt:



Es findet also eine aerobe Eisenkorrosion statt. Sollte allerdings ein Zustand erreicht werden, bei dem der anfangs im Behälter eventuell noch vorhandene Restsauerstoff weitgehend aufgebraucht wurde, kann die Eisenkorrosion in einer wasserhaltigen Umgebung auch anaerob erfolgen, was mit der Bildung von Wasserstoff einhergeht /SCH 97, BFS 98/:



Wasserstoff kann auch aufgrund der Korrosion von Aluminium generiert werden. Reines Aluminium verhält sich in wässriger Umgebung nicht stabil, wobei es im Normalfall durch eine Oxidschicht ( $\text{Al}_2\text{O}_3$ ) geschützt wird. In basischer Umgebung wird diese jedoch aufgelöst, was eine rapide Aluminiumkorrosion zur Folge hat, wobei ebenfalls Wasserstoff produziert wird /IAE 03b/:



Diesem Phänomen muss insbesondere bei der Einlagerung von bestrahltem Brennstoff aus Forschungsreaktoren Rechnung getragen werden, da Aluminium beim konstruktiven Aufbau entsprechender Brennelemente eine wesentliche Rolle spielt; beispielsweise besteht der Brennstoff des Forschungsreaktors FRM-II aus Uransilizid  $\text{U}_3\text{Si}_2$ , das in eine Aluminium-Matrix eingebettet ist /FRM 10/.

Eine weitere potentielle Wasserstoffquelle stellt die Radiolyse von Wasser dar. Diese ist ein komplexer chemischer Prozess (siehe z. B. /ARE 71/). Dabei wird unter dem

Einfluss ionisierender Strahlung das Wassermolekül in chemisch reaktive H<sup>·</sup>- und OH<sup>·</sup>-Radikale, die stark das chemische Milieu in ihrer Umgebung beeinflussen, aufgespalten. Diese Radikale rekombinieren ihrerseits zu einer Reihe weiterer hochreaktiver Spezies, wie z. B. Superoxid-Radikalen (HO<sub>2</sub><sup>·</sup>) und Wasserstoffperoxid (H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>). Im weiteren Verlauf wird dabei auch Wasserstoff erzeugt.

Der im Behälter generierte Wasserstoff kann sich unterschiedlich auswirken. Das Gas trägt natürlich zu einem Druckanstieg im Behälter bei. Weiterhin können sich bei hohen Wasserstoffpartialdrücken Hydride in den metallischen Behältermaterialien bilden, was zu einer Versprödung der davon betroffenen Konstruktionsmaterialien führt. Der Wasserstoff kann sich aber auch positiv auf seine Umgebung auswirken. So reagiert Wasserstoff beispielsweise mit radiolytischen Oxidantien, wodurch deren Korrosionspotential herabgesetzt wird. Radiolytische Oxidantien können UO<sub>2</sub> in relativ leicht lösliches hexavalentes Uran überführen, was bei direktem Kontakt zu einer verstärkten Radionuklidmobilisierung führt. Aus der Reaktorchemie ist bekannt, dass insbesondere gelöster Wasserstoff die Nettoradiolyse unterbindet und dementsprechend die Metallkorrosion verlangsamt /FZK 03, RSK 05/.

#### *Bildung von Helium*

Die Bildung von Helium in bestrahlten Kernbrennstoff hat ihre Ursache im α-Zerfall der Aktiniden. Die Heliumkonzentration wächst dabei mit zunehmendem Endabbrand des Kernbrennstoffes sowie mit der Dauer der Abklingzeit. In /SKB 04/ wird beispielsweise angegeben, dass UO<sub>2</sub>-Kernbrennstoff, der einen Abbrand von 35 MWd/kgU bzw. 50 MWd/kgU erreicht hat, 1.000 Jahre nach der Einlagerung einen Heliumgehalt von  $5 \cdot 10^{18}$  Atome/g bzw.  $8 \cdot 10^{18}$  Atome/g aufweist. Diese Werte erhöhen sich nach 10<sup>5</sup> Jahren Abklingzeit auf  $2,4 \cdot 10^{19}$  Atome/g bzw.  $3,1 \cdot 10^{19}$  Atome/g.

#### *Erzeugung von Spaltgasen*

Bei der Kernspaltung entstehen u. a. auch gasförmige Spaltprodukte, die sog. Spaltgase. Einige davon werden direkt als stabile Isotope generiert, andere sind als instabile Isotope ihrerseits dem radioaktiven Zerfall unterworfen. Der überwiegende Anteil der gasförmigen Spaltprodukte – sowohl hinsichtlich der Menge als auch der Strahlungsintensität – sind Edelgase. Daneben werden z. B. auch Tritium, Brom oder Iod in gasförmiger Form erzeugt /QUA 88/.

Vergleicht man z. B. die akkumulierte Spaltgasausbeuten der stabilen Xenon- und Krypton-Isotope sowie des radioaktiven Isotops  $^{135}\text{Xe}$  (Halbwertszeit 9,1 h) bei thermischer Spaltung der Nuklide  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  und  $^{241}\text{Pu}$ , so zeigt sich, dass Krypton vor allem aus der Uranspaltung resultiert, während die Xenonausbeute für alle drei Nuklide annähernd gleich groß ist (Tabelle 3-3).

**Tabelle 3-3:** Akkumulierte Spaltgasausbeuten der stabilen Xenon- und Krypton-Isotope sowie des radioaktiven Isotops  $^{135}\text{Xe}$  bei thermischer Spaltung der Nuklide  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  und  $^{241}\text{Pu}$  (nach /MAS 06/)

Spaltgas-Isotop	$^{235}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$
Kr-83	0,005495	0,002878	0,002
Kr-84	0,010063	0,00474	0,0035
Kr-85	0,00287	0,0013	0,00085
Kr-86	0,019644	0,0077	0,00606
Summe	0,038072	0,016618	0,01241
Xe-131	0,028868	0,03867	0,030665
Xe-132	0,04273	0,052627	0,04078
Xe-134	0,077486	0,075619	0,075992
Xe-136	0,062704	0,069402	0,067141
Summe	0,211788	0,236318	0,214578
Xe/K-Verhältnis	5,562828	14,2206	17,29073
Xe-135	0,0658	0,0723	0,07277

Die Spaltgase entstehen am Ort der Kernspaltung im Inneren des Brennstoffs. Aufgrund des Konzentrationsgefälles gelangen die Spaltgase durch Diffusion in die Randbereiche des Brennstoffs und können dort auch aus der Brennstoffmatrix heraustreten. Diese Gase führen dann in den Hohlräumen, die sich zwischen den jeweiligen Brennstofftabletten und dem Hüllrohr des Brennstabes befinden, zu einem Druckanstieg und können freigesetzt werden, sollten die Hüllrohre der Brennstäbe versagen bzw. defekt sein. Diejenigen Spaltgase, die sich innerhalb der Brennstoffmatrix befinden, tragen zum Schwellen der Pellets bei, d. h. während des Einsatzes im Reaktor vergrößert der Kernbrennstoff infolge thermischer Ausdehnung in gewissen Grenzen sein Volumen, was ebenfalls zum Druckanstieg im Brennstabinneren beiträgt.

Der wesentliche Parameter, der die Diffusion von Spaltprodukten beeinflusst, ist die Temperatur. Ein Brennstoff, der bei relativ hohen Temperaturen im Einsatz ist, setzt

mehr Spaltgase frei als einer, dessen Einsatz bei niedrigeren Temperaturen erfolgt. Die theoretische Grundlage für diese Aussage bildet das 2. Ficksche Gesetz:

$$\frac{\partial C}{\partial t} = D \cdot \operatorname{div} \operatorname{grad} C \quad \text{mit} \quad D = \sum_i D_{0,i} \cdot \exp\left\{-\frac{Q_i}{R \cdot T}\right\} \quad \text{/IAE 97/}$$

Hierbei sind

$C$ : Gaskonzentration [ $\text{m}^{-3}$ ],  $D$ : Diffusionskoeffizient [ $\text{m}^2/\text{s}$ ],  $D_0$ : Diffusionskonstante [ $\text{m}^2/\text{s}$ ],  $Q_i$ : Aktivierungsenergie [ $\text{J}/\text{mol}$ ],  $T$ : Temperatur [ $\text{K}$ ],  $R$ : allgemeine Gaskonstante ( $R = 8,3143 \text{ J} \cdot \text{mol}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$ ).

Im Falle von Druckwasserreaktoren deuten Erfahrungen in Schweden /SKB 04/ darauf hin, dass bei Abbränden von weniger als 40 MWd/kgU weniger als 1% der Spaltgase freigesetzt werden (im Mittel weniger als 0,5%). Im Abbrandintervall zwischen 40 und 50 MWd/kgU ist mit einer Spaltgasfreisetzung von maximal 1,5% zu rechnen (im Mittel etwa 0,5%).

Bei Siedewasserreaktoren ist davon auszugehen, dass die Freisetzung von Spaltgasen bei Überschreitung eines Abbrandniveaus von 40 MWd/kgU deutlich ansteigt. Im Intervall zwischen 40 und 50 MWd/kgU muss damit gerechnet werden, dass bis zu 5% aller Spaltgase freigesetzt werden; der entsprechende Mittelwert liegt dann bei etwa 2,5% /SKB 04/.

Für die Spaltgasfreisetzung gilt, dass neben der Diffusion von Spaltgasen auch andere Effekte eine Rolle spielen, die das entsprechende Freisetzungsverhalten beeinflussen. Einer dieser Effekte besteht darin, dass ein Brennstoffpellet in der Realität nicht homogen abgebrannt wird /BRU 06/. In der Regel ist der Abbrand am Pellettrand größer als im Zentrum. Dies führt dazu, dass auch die Konzentration des Nuklids  $^{239}\text{Pu}$  am Pellettrand größer ist, was eine Zunahme der Porosität in den betroffenen Pelletbereichen zur Folge hat. Weiterhin nimmt die Polygonsation der  $\text{UO}_2$ -Körner zu, d. h. die Korngrößenränder nehmen ab. Bei sehr hohen Abbränden bilden sich in den Pelletrandbereichen Hohlräume („rim bubbles“), in denen sich die Spaltgase ansammeln können. Diese mikrostrukturellen Veränderungen setzen bei Abbränden von 55-60 MWd/kgU ein und laufen verstärkt bei Abbränden oberhalb von 70 MWd/kgU ab /UNE 06/. Bei zu hohen Gasdrücken in den Hohlräumen kommt es zudem zur Ausbildung von Mikrorissen. Die Anlagerung von „rim bubbles“ und Spaltprodukten in den Randbe-

reichen einer Brennstofftablette führt zu einer Versprödung dieser Bereiche. Die genannten mikrostrukturellen Prozesse gewinnen für hohe Abbrände im Hinblick auf die Freisetzung von Spaltgasen zunehmend an Bedeutung.

### 3.1.2 HAW-Kokillen

Bei der Wiederaufarbeitung von Brennelementen zur Rückgewinnung von Uran und Plutonium nach dem PUREX-Verfahren (Plutonium and Uranium Recovery by Extraction) fallen hochradioaktive, salpetersaure Lösungen an, die mehr als 99% der ursprünglichen nichtflüchtigen Radioaktivität des Kernbrennstoffs und bis zu 50 verschiedene chemische Elemente enthalten. Neben den im Reaktor erzeugten Spaltprodukten und Aktiniden zählen hierzu auch Korrosionsprodukte aus den Prozessanlagen sowie chemische Zuschlagsstoffe aus dem Wiederaufarbeitungsprozess.

Für die sichere Zwischen- und Endlagerung muss der hochradioaktive flüssige Abfall (high-active waste concentrate, HAWC) zunächst zur Immobilisierung der Radionuklide verfestigt werden. Der derzeit weltweit einzige großtechnisch ausgereifte Prozess, die hochradioaktiven Lösungen in eine feste, lagerfähige Abfallform zu überführen, stellt die Verglasungstechnologie dar. Hierbei werden die Abfalllösungen in Alkaliborosilikatgläser eingeschmolzen. Alkaliborosilikatgläser erlauben den Einbau einer Vielzahl chemischer Elemente in variablen Mengenverhältnissen. Ein weiterer Vorteil besteht in ihren niedrigen Schmelztemperaturen (900 – 1.200°C), wodurch auch die Immobilisierung von leichtflüchtigen Radionukliden wie Cäsium oder Technetium während des Verglasungsprozesses ermöglicht wird /ROT 01a, ROT 01b/.

Für die Verglasung wurden spezielle Glasrezepturen entwickelt, die sowohl in Bezug auf die Einschmelzprozesstechnik (z. B. Viskosität, elektrische Leitfähigkeit) als auch im Hinblick auf die Glasqualität (z. B. Kristallisationsneigung, hydrolytische Beständigkeit) hohen Anforderungen genügen /LUC 96/. Neben 40-50 wt% SiO<sub>2</sub>, ca. 20 wt% B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> und Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> sowie bis zu 20 wt% Netzwerkwandlern (u. a. Li<sub>2</sub>O, Na<sub>2</sub>O, K<sub>2</sub>O, CaO, MgO und TiO<sub>2</sub>) enthalten die Glasprodukte 15-20 wt% HAW-Oxide /LUT 93/.

In Deutschland befindet sich eine Anlage im Forschungszentrum Karlsruhe (Verglasungseinrichtung Karlsruhe, VEK) im Testbetrieb, die hochradioaktive flüssige Abfälle aus der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) verglasen wird.

Das erzeugte Glasprodukt wird in Edelstahlkokillen abgefüllt (Abbildung 3-5). Die HAW-Kokille hat einen Außendurchmesser von 430 mm und eine Gesamthöhe von 1.340 mm und enthält ca. 150 l HAW-Glas bei einer Gesamtmasse von ca. 490 kg. Die Wandstärke des Stahlbehälters beträgt 5 mm /HUM 03/. Die Kokillen gewährleisten einen dichten Einschluss des hochradioaktiven Inventars, besitzen aber selbst keine Abschirmfunktion. Für die Einlagerung der HAW-Kokillen werden dafür ausgelegte Transport- und Lagerbehälter, z. B. vom Typ CASTOR HAW 20/28 CG®, verwendet; näheres regelt /BFS 07/. Die Zwischenlagerung von HAW-Kokillen erfolgt in analoger Weise wie die trockene Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen.



**Abbildung 3-5:** Verglaste Spaltprodukte in einer unverschlossenen Kokille /BFS 05/

Das typische Aktivitätsinventar einer HAW-Kokille liegt bei  $3 \cdot 10^{16}$  Bq, die Wärmeleistung bei der Einlagerung in den Behälter beträgt etwa 2 kW /KIE 01/. Diese Werte können in Abhängigkeit von den aufgearbeiteten Brennelement-Chargen schwanken. Garantierte und typische Werte für HAW-Zusammensetzungen von unterschiedlichen Herstellern sind in Tabelle 3-4 aufgeführt. Eine HAW-Kokille entspricht einem Äquivalent von ca. 3 DWR-Brennelementen /DBE 98/ oder 1,33 Tonnen Schwermetall.

**Tabelle 3-4:** Typische und garantierte maximale Werte für Aktiniden und Aktivitäten in drei Abfallgläsern /HUM 03/

	R7/T7, La Hague		WVP, Sellafield		VEK, Karlsruhe
	Typisch	Garantiert	Typisch	Garantiert	Garantiert
U-Masse (g)	1980	≤ 4500	422		< 8100
Pu-Masse (g)	80	≤ 110	36		< 210
Cm-Masse (g)	34	≤ 90	13		
β/γ-Aktivität, total (Bq)	$2,8 \cdot 10^{16}$	$\leq 3,8 \cdot 10^{16}$	$3,1 \cdot 10^{16}$	$4,5 \cdot 10^{16}$	
α-Aktivität, total (Bq)	$1,4 \cdot 10^{14}$		$1,1 \cdot 10^{14}$	$3,4 \cdot 10^{14}$	
Wärmeleistung (kW)	2,3	2,0	2,7	2,5	0,73
Glasmasse pro Kokille (kg)	410		400		< 550

Nach dem derzeitigen Konzept müssen die HAW-Kokillen mindestens 20 Jahre zwischengelagert werden, um ein Abklingen der Nachzerfallswärmeleistung entsprechend den Auslegungsbedingungen eines möglichen Endlagers sicherzustellen /GNS 95/.

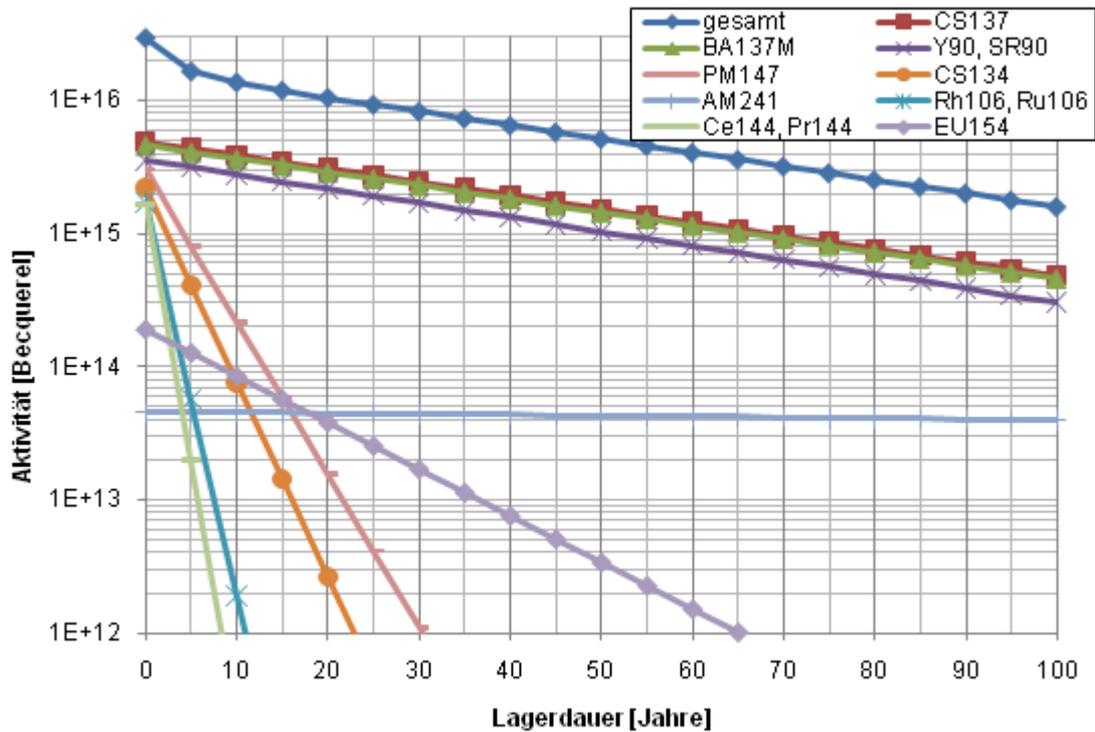
### 3.1.2.1 Zeitliche Veränderung des Nuklidinventars von HAW-Kokillen

Um das Abklingverhalten von HAW-Kokillen zu bestimmen, wurden OREST-Rechnungen und anschließende Abklingrechnungen /HES 05/ durchgeführt. Es wird von den COGEMA-Garantiewerten /COG 86/ für eine Glaskokille ausgegangen (siehe auch Tabelle 3-3). In /COG 86/ wird das Abfallprodukt spezifiziert und es werden Garantiewerte für Glas- und Abfallzusammensetzung angegeben. Vergleiche mit realen Kokilleninhalten bestätigen die verwendeten Garantiewerte /KUN 08/.

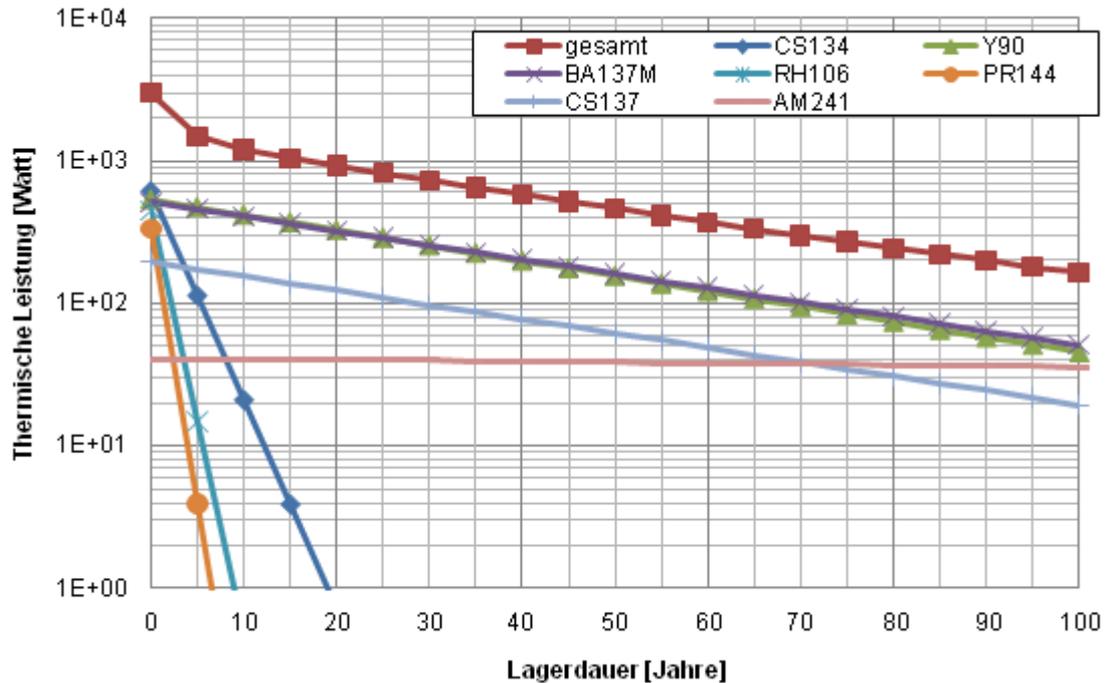
Für den zu betrachtenden Zeitraum bis zu 100 Jahren sind die Spaltprodukte aktivitäts- und wärmeleistungsbestimmend. Dominierend sind in dieser Zeitspanne  $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$  sowie  $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$  mit Halbwertszeiten der Mutternuklide um 30 Jahre. Die höheren Aktiniden spielen bei der Aktivitätsbetrachtung in diesem Zeitfenster so gut wie keine Rolle. Der Anteil von  $^{241}\text{Am}$  an der Gesamtaktivität macht nach 100 Jahren nur etwa 2% aus. Die Gesamtaktivität pro Kokille beträgt zum Zeitpunkt der Verglasung  $3 \cdot 10^{16}$  Bq und geht nach 40 Jahren auf  $6,5 \cdot 10^{15}$  Bq bzw. nach 100 Jahren auf  $1,6 \cdot 10^{15}$  Bq zurück (Abbildung 3-6).

Das zeitliche Verhalten der themischen Leistung einer HAW-Kokille verläuft analog zur Gesamtaktivität. Nach starkem Abklingen in den ersten zehn Jahren erfolgt ein lang-

samerer Abfall im restlichen betrachteten Lagerzeitraum. Die thermische Leistung sinkt vom Zeitpunkt der Verglasung mit etwa 3 kW auf ca. 2 kW zum Zeitpunkt der Einlagerung in den Behälter, auf 600 W nach 40 Jahren und auf 165 W nach 100 Jahren. Auch hier sind die Spaltprodukte dominant. Von den Aktiniden leistet nur  $^{241}\text{Am}$  einen Beitrag zur Wärme, der mit zunehmender Abklingzeit größer wird und nach 100 Jahren rund 25% beträgt. Die  $\gamma$ -Leistung sinkt von 1,2 kW auf 200 W nach 40 Jahren und auf 50 W nach 100 Jahren (Abbildung 3-7).



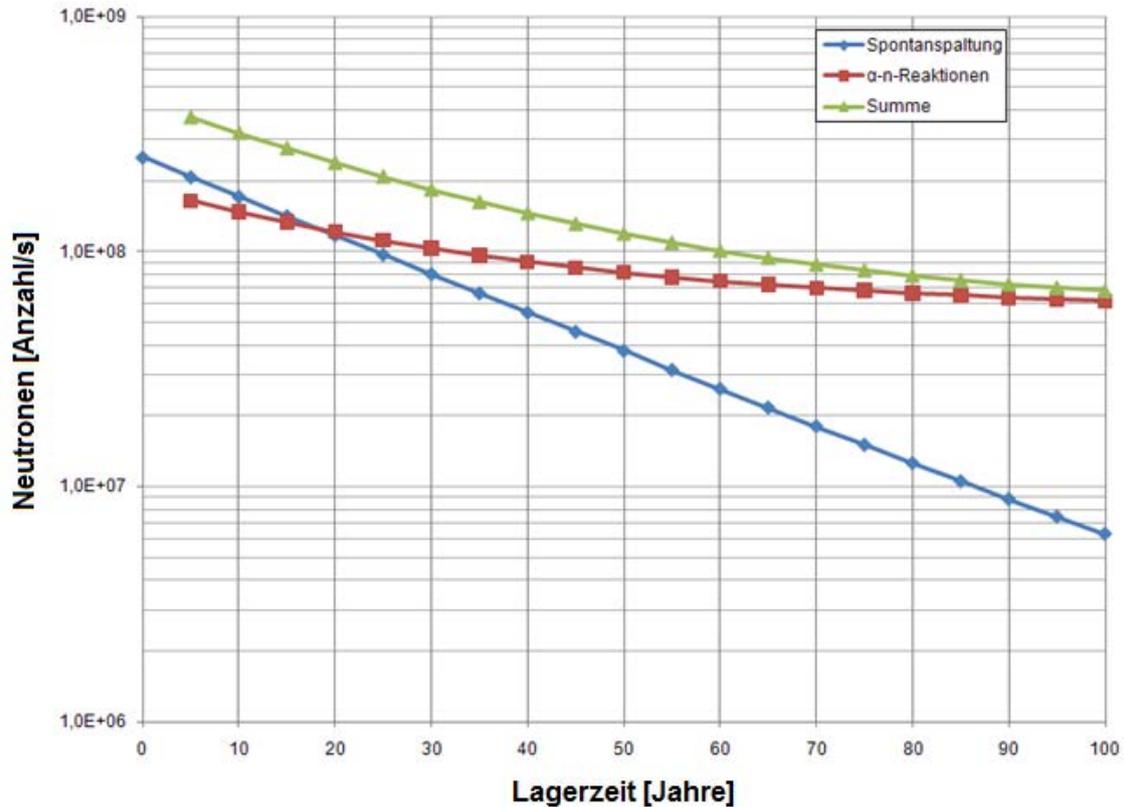
**Abbildung 3-6:** Gesamtaktivität einer HAW-Kokille für einen Abklingzeitraum bis 100 Jahre



**Abbildung 3-7:** Thermische Leistung einer HAW-Kokille

Die thermische Gesamtleistung bildet das Integral der Energie. Die thermische Gesamtenergie kann als Anhaltspunkt für die Belastung des Behälters über den Lagerungszeitraum betrachtet werden. Ihr Anstieg ist durch das oben beschriebene Abklingverhalten der Kokille gekennzeichnet. Bis 40 Jahren ist eine thermische Energie von etwa 380 MWh zu verzeichnen. Bei Verlängerung der Lagerzeit auf 100 Jahre steigt dieser Wert auf 550 MWh, das heißt um etwa 45%.

Die Neutronenrate einer HAW-Kokille setzt sich aus zwei Beiträgen zusammen: Neutronen aus Spontanspaltungen und Neutronen aus ( $\alpha,n$ )-Prozessen. Die Rate von Neutronen aus Spontanspaltungen wird fast vollständig von Zerfällen des Nuklids  $^{244}\text{Cm}$  (Halbwertszeit 18,1 Jahre) dominiert. Zu längeren Lagerzeiten hin gewinnt  $^{245}\text{Cm}$  aufgrund seiner größeren Halbwertszeit an Bedeutung, hat aber auch nach 100 Jahren nur einen Anteil von unter 12%. Zwischen der Anfangsneutronenrate aus Spontanspaltung und der Rate nach 100 Jahren ist ein Rückgang um den Faktor 40 zu verzeichnen. Die  $\alpha$ -Aktivität wird im Wesentlichen durch zwei Nuklide bestimmt, nämlich  $^{241}\text{Am}$  und  $^{244}\text{Cm}$ . Durch die Emission von hochenergetischen  $\alpha$ -Teilchen und deren Reaktion an leichten Elementen in der Glasmatrix entstehen Neutronen. Diese Reaktion ist im Glas gleichwertig bis dominant zur Neutronenrate aus der Spontanspaltung. Die Reaktionspartner der  $\alpha$ -Teilchen sind hauptsächlich  $^{10}\text{B}$  und  $^{11}\text{B}$ , sowie  $^{23}\text{Na}$ .



**Abbildung 3-8:** Gesamtrate an Neutronen für eine HAW-Kokille

Die Gesamtneutronenrate als Summe aus Spontanspaltungsneutronen und Neutronen aus  $(\alpha,n)$ -Prozessen ist in Abbildung 3-8 dargestellt. Während in den ersten Jahren noch die Neutronen aus Spontanspaltung dominieren, ist nach etwa 20 Jahren die  $(\alpha,n)$ -Neutronenrate gleichgroß und macht nach 100 Jahren sogar 90% aller Neutronen aus. Die Neutronenrate geht dabei von  $5 \cdot 10^8 \text{ s}^{-1}$  auf  $1,5 \cdot 10^7 \text{ s}^{-1}$  nach 100 Jahren zurück.

Alle betrachteten Größen stellen monoton fallende Funktionen der Zeit dar; im Gegensatz zu direkt gelagerten abgebrannten Brennelementen tritt aufgrund des geringen Gehalts an Plutonium kein  $\alpha$ -Aktivitätsaufbau über den betrachteten Zeitraum auf.

### 3.1.2.2 Mögliche Auswirkungen des veränderten Nuklidinventars

Bei der Betrachtungsweise zur Änderung der Nuklidinventare zwischen einer Lagerzeit von 40 Jahren bis zu 100 Jahren verändert sich die Zusammensetzung der Nuklidanteile mit der Abklingzeit. Eine wesentliche Änderung der maßgebenden Nuklide, die für die Gesamtaktivität verantwortlich sind, ist in diesem Zeitfenster nicht festzustellen. Die

Gesamtaktivität sinkt bei Verlängerung der Lagerzeit von 40 auf 100 Jahre nochmals um den Faktor 4 ab. Die thermische Leistung verhält sich äquivalent.

Bei der Neutronenemission bleiben die aus ( $\alpha,n$ )-Reaktionen stammenden Neutronen bestimmend. Sie sind im Bereich von 100 Jahren um den Faktor 10 größer als die Neutronenrate aus der Spontanspaltung.

Die Änderungen der Nuklidinventare haben in Bezug auf eine mögliche Ausweitung der Lagerzeit keine Schwächung der Abschirmung zur Folge.

### **3.1.2.3 Rückhaltefunktion der Glasmatrix**

#### **3.1.2.3.1 Temperatureffekte**

Zu Temperatureffekten in HAW-Glasprodukten liegen eine Reihe von Studien vor, deren Ergebnisse in /KIE 01/ und /MAL 89/ zusammengefasst sind und auf die in diesem Abschnitt Bezug genommen wird.

Bei der Zwischenlagerung von HAW-Glasprodukten stellen sich – abhängig von Abkühlzeit und Lagergeometrie – durch die Nachzerfallswärme der Radionuklide (Spaltprodukte, Aktinide) insbesondere im Zentralbereich der Gebinde erhöhte Temperaturen ein, die Einfluss auf Eigenschaften und Qualität der verwendeten Borosilikatgläser haben können. Diesbezüglich bedeutsame physikalische Größen sind die kritischen Temperaturen eines Glases. Für die von der COGEMA verwendete HAW-Glasrezeptur sind folgende Temperaturen spezifiziert /COG 86/:

- Glastransformationstemperatur:  $T_g = 502^\circ\text{C}$  (Veränderung von Glaseigenschaften)
- Glasdeformationstemperatur:  $T_d = 546^\circ\text{C}$  (Abnahme der Formstabilität des Glaskörpers)
- Glaskristallisationstemperatur:  $T_c = 610^\circ\text{C}$  (nachlassende Einbindung der Radionuklide in die Glasstruktur)
- Liquidustemperatur:  $T_m = 1.160^\circ\text{C}$  (Verflüssigung des Glases)

- Maximale interne Glastemperatur bei der Verglasung:  $T_i = 510^\circ\text{C}$

Temperaturabhängige Vorgänge, die zu sicherheitstechnisch relevanten Effekten der Glasmatrix führen können, sind

- Entmischung (flüssig-flüssig)
- Kristallisation
- Diffusion bzw. Akkumulation von Helium aus dem  $\alpha$ -Zerfall
- strahlungsinduzierte Diffusion von Alkali-Ionen

### *Entmischung und Kristallisation*

Unterhalb der Liquidustemperatur  $T_m$  befinden sich Gläser in einem metastabilen Zustand. Das Erhitzen auf die Transformationstemperatur  $T_g$  führt zur Keimbildung; eine nennenswerte Kristallisation setzt jedoch erst bei Temperaturen oberhalb von  $T_g$  ein. Der Einfluss der Kristallisation auf die chemische Beständigkeit kann durch die Wahl der Glaszusammensetzung vernachlässigbar klein gehalten werden.

Zunächst homogene HAW-Gläser können entmischen, wenn die Temperatur des Glases die Transformationstemperatur  $T_g$  erreicht oder leicht überschreitet und die Glaszusammensetzung in einer Mischungslücke liegt. Ob diese Entmischung einen nachteiligen Einfluss auf die chemische Beständigkeit hat, hängt von der chemischen Zusammensetzung der Phasen und vom Gefüge des Glases ab. In der Regel ist dies im Zusammenhang mit der untersuchten Fragestellung jedoch nicht zu erwarten.

### *Diffusion von Helium*

Durch Erhöhung der Glastemperatur auf die Transformationstemperatur  $T_g$  wird die Freisetzung von Helium aus dem Glas beschleunigt. Auswirkungen auf die Eigenschaften des Glases sind nicht bekannt, aber auch nicht zu erwarten. Abschätzungen zeigen, dass der größte Teil des aus dem  $\alpha$ -Zerfall gebildeten Heliums über sehr lange Zeiträume (etwa  $10^5$  Jahre) im Glas verbleibt /KIE 01/. Dies ergibt sich daraus, dass ein Großteil des Heliums erst entsteht, nachdem sich der Glasblock auf Umgebungstemperatur abgekühlt hat.

### *Strahlungsinduzierte Diffusion von Alkali-Ionen*

Da Strahlenschäden oberhalb der Transformationstemperatur  $T_g$  verschwinden, würde sich eine Aufheizung des Glases positiv im Sinne einer Ausheilung von Defekten auswirken.

#### **3.1.2.4 Strahleneffekte**

Zu Strahleneffekten in HAW-Glasprodukten liegen eine Reihe von Untersuchungen vor, deren Ergebnisse in /KIE 01/, /LUT 93/ und /WEB 97/ zusammengefasst sind und die im Folgenden kurz skizziert werden.

##### *Volumenänderung*

Unter Einwirkung von  $\alpha$ -Strahlung erfährt das Glas eine Volumenänderung. Die Größe der Volumenänderung hängt von der Dosis ab und kann durch eine exponentielle Abhängigkeit beschrieben werden. Bei einer Dosis von  $1 \cdot 10^{19}$  Gy (entsprechend  $2 \cdot 10^{18}$   $\alpha$ -Zerfällen pro Gramm in 100 Jahren) beträgt die relative Volumenänderung +1,2%.

##### *Entmischung und Kristallisation*

Die Kristallisation von HAW-Borosilikatgläsern ist in einem weiten Temperaturbereich bekannt und nicht von der Bestrahlung abhängig.

##### *Gasbildung*

Beim Einfang von zwei Elektronen durch ein  $\alpha$ -Teilchen entsteht ein Helium-Atom. Diffusionskonstanten für Helium in HAW-Gläsern sind um 1-2 Größenordnungen kleiner als in Silikatgläsern und nehmen unter Bestrahlung weiter um mehrere Größenordnungen ab. Dieser Befund kann interpretiert werden durch Einfang der Helium-Atome an Defektstellen im Glas. Die Helium-Atome sammeln sich in der Glasmatrix – in Hohlräumen molekularer Größe – an Fehlstellen oder als Gasblasen an. Die sich im Laufe der Zeit bildende Heliumkonzentration (ca.  $10^{17}$  Atome pro Gramm) liegt um eine Größenordnung über der Heliumlöslichkeit des HAW-Glases, die ca.  $2 \cdot 10^{16}$  Atome/g beträgt (bei  $T = 400^\circ\text{C}$  und  $p_{\text{He}} = 10^5$  Pa). Das gebildete Helium verbleibt bei Raum-

temperatur fast vollständig in der Glasmatrix. Bei einer Temperatur von 170°C beträgt die freigesetzte Heliummenge 50-100%. Das Auftreten von Heliumblasen konnte bei niederen Temperaturen in dotierten Gläsern unter Neutronenbestrahlung beobachtet werden. Ein Druckaufbau im Inneren des Glases kann wegen der Wärmeleistung des HAW-Glasproduktes und der damit verbundenen höheren Lagertemperatur jedoch ausgeschlossen werden. In der Edelstahlkokille kann sich aber langfristig Helium ansammeln.

#### *Mechanische Eigenschaften*

An Borosilikatgläsern, die mit den  $\alpha$ -Strahlern  $^{238}\text{Pu}$  und  $^{244}\text{Cm}$  dotiert waren, wurden die mechanischen Eigenschaften untersucht. Härte und Elastizitätsmodul nahmen exponentiell mit der Dosis ab, die Bruchfestigkeit hingegen zu. Die maximalen Änderungen betragen –25% für die Härte, –30% für den Elastizitätsmodul und +45% für die Bruchfestigkeit. Die Änderung der Bruchfestigkeit korreliert mit der Anzahl von Gasblasen, welche die Rissausbreitung behindern.

#### **3.1.2.4.1 Vergleich der Neutronen- und $\alpha$ -Dosis in HAW-Gläsern**

Mit dem Programm KORIGEN wurde von /KIE 01/ die Neutronenflussdichte eines HAW-Glasproduktes auf der Basis von  $\text{UO}_2$ -Kernbrennstoff mit 4 wt%  $^{235}\text{U}$  Anfangsanreicherung bei einem Abbrand von 50 GWd/tSM berechnet. Es wurde angenommen, dass dieser Brennstoff 10 Jahre nach der Entnahme aus dem Reaktor aufgearbeitet und der Abfall verglast wird. Es wurden Neutronen berücksichtigt, die aus der Spontanspaltung der schweren Elemente im HAW-Glasprodukt und aus den ( $\alpha$ ,n)-Reaktionen stammen. Die Berechnungen zeigen, dass die spezifische Aktivität der Neutronen unmittelbar nach der Verglasung etwa 2.000 Bq/g beträgt und innerhalb von 1.000 Jahren stetig bis auf etwa 100 Bq/g absinkt. Demgegenüber liegt die Anzahl der  $\alpha$ -Zerfälle anfangs bei etwa  $10^9$  Bq/g und nimmt innerhalb von 1.000 Jahren um knapp zwei Größenordnungen ab. Integriert man die Zerfallsrate über die Zeit, ergibt sich die maximale Anzahl der umgewandelten Atome: rund  $10^{17}$  Atome pro Gramm für Neutronenstrahlung und  $10^{11}$  Atome pro Gramm für  $\alpha$ -Strahlung. Das bedeutet, dass die durch Neutronen verursachten Kernumwandlungen im Vergleich zur Atomdichte im HAW-Glasprodukt vernachlässigbar sind. Hieraus kann die Schlussfolgerung gezogen werden, dass auch bei einer längerfristigen Zwischenlagerung eine Gefährdung der Integrität der Glasmatrix nicht zu erwarten ist.

### **3.1.2.5 Kokille als Freisetzungsbarrriere**

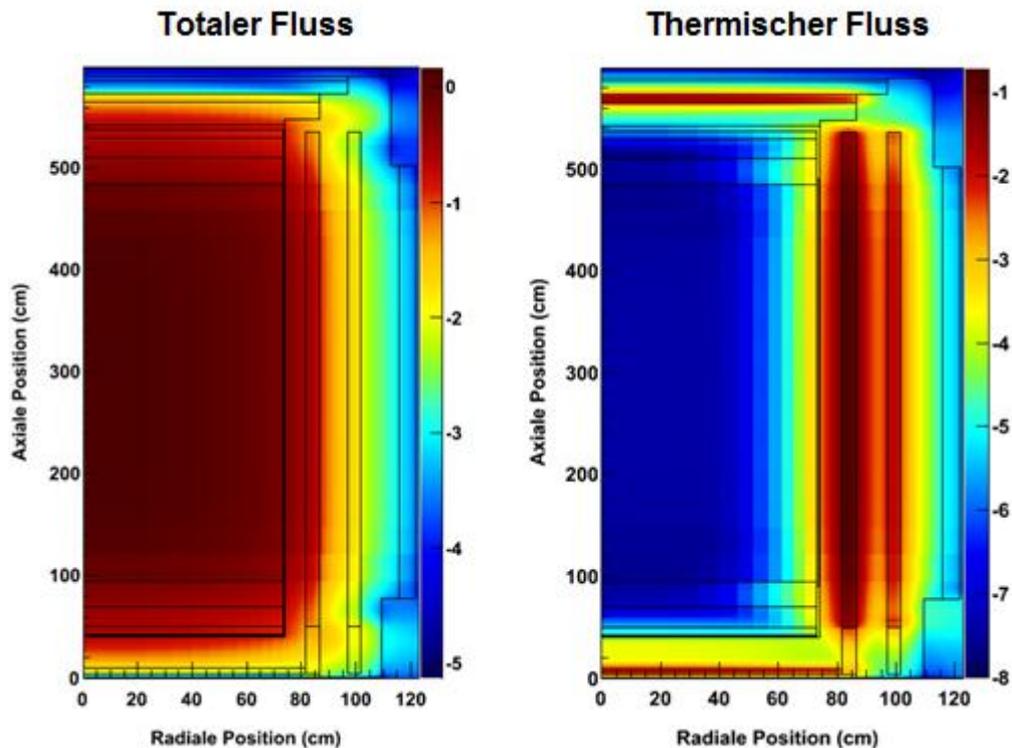
Zusammenfassend kann davon ausgegangen werden, dass aufgrund der oben dargestellten Effekte bei einer Verlängerung der Zwischenlagerzeit auf 100 Jahre keine signifikanten Veränderungen von sicherheitstechnisch relevanten Eigenschaften der HAW-Kokillen zu erwarten sind.

### **3.1.3 Aktivitätsaufbau durch Aktivierung**

Die sehr große Radioaktivität der bestrahlten Brennelemente führt zu einer intensiven Gamma- und Neutronenstrahlung, die in der Lage ist, Materialien in der näheren Umgebung zu aktivieren und somit neue Strahler zu erzeugen, oder chemische Verbindung zu schädigen und zum beschleunigten chemischen Zerfall synthetischer Materialien wie z. B. Polyethylen beizutragen.

#### **3.1.3.1 Aktivierung von Behälter-Wand, -Deckel und -Boden**

Im Folgenden wird die Aktivierung eines CASTOR V/19 Behälters durch die in ihm lagernden Brennelemente mit dem Programmsystem DORTACTIV /HES 09/ untersucht. Für die eingelagerten Brennelemente wurde ein Abbrand von 55 GWd/tSM bei einer Anfangsanreicherung von 4,4%  $^{235}\text{U}$  angenommen. Die Einlagerung erfolgte nach einer Abklingzeit von 68 Monaten. Um das weitere Abklingen zu simulieren, wurde eine stetig abfallende „Leistungsgeschichte“ vorgegeben, die – entsprechend der relativen Abnahme der Neutronenquelle – aus OREST-Rechnungen im Laufe der Abklingzeit hervorgeht.



**Abbildung 3-9:** Logarithmus des totalen (links) und thermischen (rechts) Neutronenflusses relativ zu den Brennelementen

In Abbildung 3-9 sind der totale und der thermische Neutronenfluss relativ zur Quelle im Behälter dargestellt. Durch den berechneten stark abfallenden Gradienten ist der Schwächungsfaktor in logarithmischem Maßstab gezeichnet. Der linke Teil der Abbildung zeigt die Schwächung des Flusses, die nach oben und zur Seite bis zu 5 Größenordnungen beträgt. Der rechte Teil der Abbildung veranschaulicht den thermischen Fluss, der besonders stark in der Umgebung des Polyethylen-Moderators ansteigt.

Der hier berechnete Neutronenfluss wurde anschließend zur Aktivierung des CASTOR V/19 Behälters verwendet. Die Rechnungen wurden für Lagerzeiten der Brennelemente im Behälter von 40 und 100 Jahren durchgeführt. In den Aktivierungsrechnungen spielen die Verunreinigungen in den Materialien eine wichtige Rolle und werden daher in den Rechnungen berücksichtigt. In Tabelle 3-5 sind die verwendeten Materialien mit allen angenommenen Verunreinigungen aufgelistet.

**Tabelle 3-5:** Liste der verwendeten Materialien inklusive Verunreinigungen, Angaben in Gewichtsprozent (wt%)

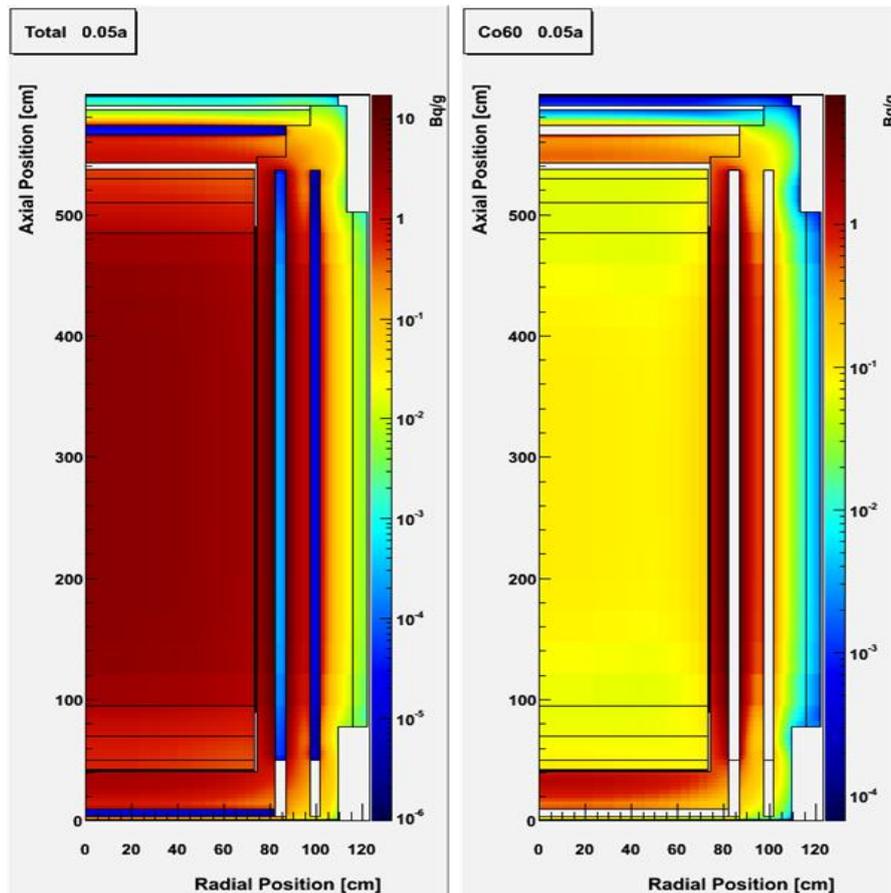
Material	GGG-40	1.4313	Polyethylen	1.4696	Alu
Masse (t)	84,4	10,4	2,2	6,2	1,4
Dichte (g/cm <sup>3</sup> )	7,0	7,7	0,92	7,9	2,7
Eisen	92,63	79,6		66,23	
Nickel	1,31	4,25		12,33	
Stickstoff		0,02		0,015	
Silizium	1,96	1,00		0,344	
Kohlenstoff	3,5	0,07	85,65	0,02	
Wasserstoff			14,35		
Sauerstoff		0,005		0,005	
Phosphor		0,03		0,0135	
Schwefel		0,015		0,01	
Chrom		12,75		18,37	
Mangan	0,6	1,5		0,897	
Kobalt	0,23	0,23		0,0413	
Molybdän	0,5	0,55		0,29	
Bor				1,146	
Aluminium				0,0195	100
Titan				0,0072	
Vanadium				0,0535	
Kupfer				0,204	
Arsen				0,004	

Die Materialzusammensetzung für GGG-40 und Edelstahl wurde aus GNS-Spezifikationen übernommen /GEW 93/. Für <sup>60</sup>Co wurde ein Wert von 2.300 ppm verwendet, der als konservativ gilt. Um den Einfluss der Annahme bezüglich der Verunreinigung des GGG-40 zu zeigen, wurde eine Rechnung mit 100 Jahren Lagerzeit ohne Verunreinigungen durchgeführt. Aus den Ergebnissen wird dann die Rolle der Abschätzung der <sup>60</sup>Co-Verunreinigungen deutlich.

Die Aktivität und später auch die Dosisleistung wurden 0,05 Jahre (ca. 18 Tage) nach Entnahme der Brennelemente bestimmt. Der Grund für die kleine Verzögerung liegt darin, dass während der Bestrahlung auch sehr kurzlebige Aktivierungsprodukte entstehen, die schon wenige Tage nach der Bestrahlung zum Großteil wieder zerfallen sind. Eines dieser Nuklide ist zum Beispiel <sup>56</sup>Mn mit einer Halbwertszeit von 2,58 Stunden. In den ersten Stunden nach Entnahme der Brennelemente trägt die Strahlung aus diesem Zerfall maßgeblich zur Gesamtleistung bei.

In Abbildung 3-10 wird die totale Aktivität und die <sup>60</sup>Co-Aktivität in Form von Farbverlaufsdiagrammen dargestellt. Die Aktivität im Innern des Behälters stammt aus der Ak-

tivierung des Korbmaterials und nicht etwa von den Brennelementen, die in dieser Betrachtung nicht mehr im Behälter sind. In Bezug auf die Aktivität spielt neben  $^{60}\text{Co}$  auch der  $\beta$ -Strahler  $^{55}\text{Fe}$  eine große Rolle, und auf lange Zeiträume ebenfalls die Nickel-Isotope  $^{59}\text{Ni}$  und  $^{63}\text{Ni}$ .



**Abbildung 3-10:** Totale Aktivität und Co-60 Aktivität im Behälter nach 100 Jahren Bestrahlung und 0,05 Jahre nach Entnahme der Brennelemente

Die aus der Aktivierung resultierenden Dosisleistungen des Behälters direkt an der Oberfläche und in einem Meter Abstand von der Oberfläche sind in Tabelle 3-6 zusammengefasst. An Deckel und Boden sind die Dosisleistungen infolge der Aktivierung am höchsten. Bei der Lagerung von Brennelementen über einen Zeitraum von 40 Jahren im Behälter ist die Dosisleistung durch Aktivierung des Behältermaterials um den Faktor 6 größer als bei einem Lagerungszeitraum der Brennelemente von 100 Jahren im Behälter. Je länger also der Lagerzeitraum ist, desto kleiner wird die Dosisleistung durch die Aktivierung des Behältermaterials. Der Grund hierfür ist darin zu suchen, dass der Neutronenfluss nach einiger Zeit bereits so schwach ist, dass die Reduktion der Dosisleistung aufgrund des radioaktiven Zerfalls gegenüber dem Aufbau durch Aktivierung überwiegt. Der Hauptbeitrag der Dosisleistung resultiert aus dem  $^{60}\text{Co}$ -Zerfall,

gefolgt von  $^{54}\text{Mn}$ , dessen Beitrag aber eine Größenordnung geringer ist. Absolut gesehen sind die errechneten Dosisleistungswerte (Maximalwert 0,14  $\mu\text{Sv/h}$ ) sehr klein. Alle übrigen Werte sind nochmals um 2 bis 3 Größenordnungen kleiner. Es ist ebenso festzustellen, dass ohne Verunreinigung die Dosisleistung bedeutend geringer ausfällt als mit Spurenelementen in den Materialzusammensetzungen.

**Tabelle 3-6:** Dosisleistung in  $\mu\text{Sv/h}$  an verschiedenen Positionen für verschiedene Szenarien jeweils 18 Tage nach Entladung

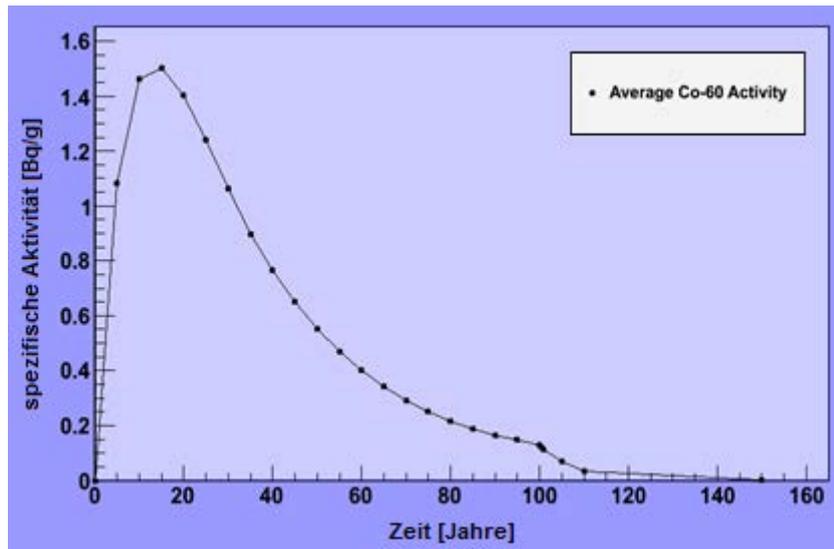
	R [cm]	Z [cm]	Standard (100a)	Ohne Verunreinigung	Standard (40a)
Oberfläche	121,8	290	1,66E-03	2,45E-05	9,74E-03
Oberfläche Deckel	0	597,8	9,77E-05	9,77E-05	5,74E-04
Oberfläche Boden	0	0	2,37E-02	1,10E-02	1,40E-01
0,5 m Abstand	171,8	290	7,67E-04	1,09E-05	4,50E-03
1 m Abstand	221,8	290	5,64E-04	7,94E-06	3,31E-03

Die maximale Dosisleistung aus der Aktivierung nach 40 Jahren Bestrahlung durch die eingelagerten Brennelemente und einer Abklingzeit nach Entleerung von 18 Tagen liegt bei 0,14  $\mu\text{Sv/h}$ . Eine Entlassung aus der strahlenschutzrechtlichen Überwachung ist demnach nicht möglich, da die Dosisbelastung den Wert von 10  $\mu\text{Sv}$  pro Jahr (entsprechend 0,0011  $\mu\text{Sv/h}$ ) nach § 29 StrSchV für eine Einzelperson deutlich überschreitet. Für Abklingzeiten des Behälters bis 50 Jahre nach Entladung der Brennelemente sinkt die Dosisleistung und unterschreitet damit auch den Freigabewert (Tabelle 3-7).

**Tabelle 3-7:** Dosisleistung in  $\mu\text{Sv/h}$  an verschiedenen Positionen für 40 Jahre Zwischenlagerung bei verschiedenen Abklingzeiten

	0,05a	1a	5a	10a	50a
Oberfläche	9,74E-03	8,51E-03	5,01E-03	2,60E-03	1,35E-05
Oberfläche Deckel	5,74E-04	5,01E-04	2,96E-04	1,53E-04	7,99E-07
Oberfläche Boden	1,41E-01	1,21E-01	7,17E-02	3,72E-02	1,94E-04
0,5 m Abstand	4,50E-03	3,93E-03	2,32E-03	1,20E-03	6,26E-06
1 m Abstand	3,31E-03	2,89E-03	1,71E-03	8,84E-04	4,60E-06

In Abbildung 3-11 ist die mittlere Aktivität des Nuklids  $^{60}\text{Co}$  des gesamten Behältermaterials ohne die Aktivität der Brennelemente selbst gegen die Zeit aufgetragen. In der Rechnung wurden nach 100 Jahren die Brennelemente entnommen. Die Aktivität zeigt ein Maximum bei ca. 20 Jahren. Dies bedeutet, dass ab diesem Zeitpunkt der Neutronenfluss zur Aktivierung so weit abgesunken ist, dass nun der Zerfall gegenüber dem Aufbau überwiegt.



**Abbildung 3-11:** Mittlere  $^{60}\text{Co}$ -Aktivität des Behältermaterials als Funktion der Zeit ohne Aktivität der Brennelemente

### 3.1.3.2 Aktivierung von Betonstrukturen

Aus dem vorangegangenen Kapitel wird klar, dass die Aktivierung der Behälter sehr gering ist. Die Seitenwände werden den Berechnungen für den Behälter zufolge mit einem Neutronenfluss beaufschlagt, der vier Größenordnungen kleiner ist als im Behälter selbst. Für die Betonwände ist mit großer Wahrscheinlichkeit eine Freigabe des Materials zu erwarten.

### 3.1.3.3 Wärmeentwicklung

Der radioaktive Zerfall ist mit einer Wärmeentwicklung im Brennstoff verbunden. Bei der sehr großen Radioaktivität ist dafür zu sorgen, dass die Wärme ausreichend abgeführt wird, damit keine Schäden an den Brennelementen entstehen.

Die Wärmeentwicklung im abgebrannten Brennstoff beruht auf der Energieabsorption von  $\alpha$ -,  $\beta$ - und Photonenstrahlung ( $\gamma$ - und Bremsstrahlung) als Folge des Zerfalls der radioaktiven Nuklide im gelagerten Material. Für eine verlängerte Zwischenlagerung stellen sich folgende Fragen:

1. Wie groß ist der zusätzliche Wärmeeintrag über die verlängerte Lagerzeit?

2. Ergeben sich aus der vergrößerten Wärmebelastung mögliche Folgen mit sicherheitstechnischer Relevanz?

### 3.1.3.4 Zeitlicher Verlauf der Wärmeproduktion im Langzeitbereich bei abgebrannten Brennelementen

Die Wärmeproduktion im abgebrannten Brennstoff hängt von der Vorgeschichte der Brennelemente ab. Ausgehend von einem mittleren Abbrand von 50 GWd/tSM und einer Anfangsanreicherung von 4,4%  $^{235}\text{U}$ , werden nachfolgend die zeitlichen Entwicklungen der Beiträge zur Wärmeproduktion aus  $\alpha$ -,  $\beta$ - und Photonenstrahlung betrachtet. Die hierzu im Einzelnen durchgeführten Rechnungen mit den Randbedingungen und Annahmen sind im Anhang A2 dargestellt.

Die Wärmeleistung des abgebrannten Kernbrennstoffs nimmt über die Zeit nach der Entnahme aus dem Reaktor ab, wobei in den ersten 5 Jahren der stärkste Abfall der Wärmeleistung zu verzeichnen ist. In dieser Zeit liefern die Photonen den größten Beitrag zur Wärmeleistung, gefolgt von der  $\beta$ - und  $\alpha$ -Strahlung (Abbildung 3-12).

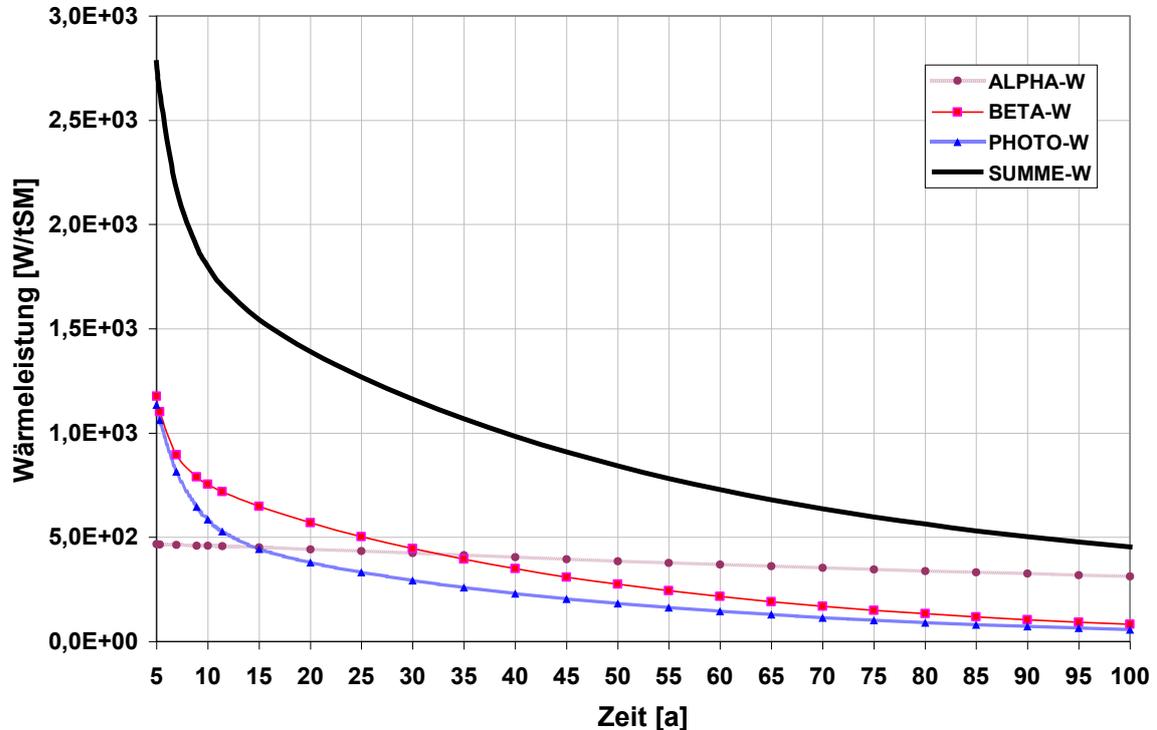
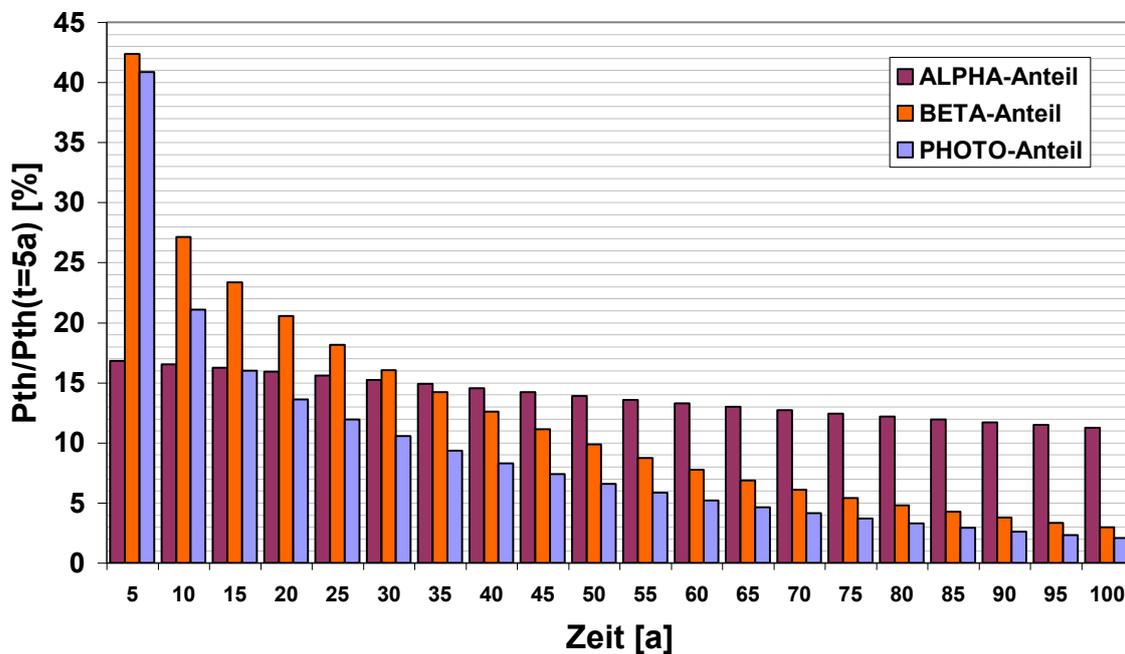


Abbildung 3-12: Zeitlicher Verlauf der Wärmeleistung

Die Wärmeleistung ist die maßgebende Größe für die Auslegung des Wärmeabfuhrsystems in einem Zwischenlager. Aus Abbildung 3-12 ist ersichtlich, dass nach 40 Jahren ein Nachlassen der Wirksamkeit des Wärmeabfuhrsystems um etwa 70% in Kauf genommen werden kann, ohne dass die Wärmeabfuhr im Zwischenlager von der Kapazität her zu einem sicherheitstechnischen Problem führen würde.

Abbildung 3-13 zeigt die prozentuale Abnahme der Wärmeleistung des abgebrannten Brennstoffs bis 100 Jahre. Es ist ersichtlich, dass bei einer verlängerten Zwischenlagerung über 40 Jahre hinaus die Wärmeleistung des Inventars vorwiegend von den  $\alpha$ -Strahlern bestimmt wird und dieser Beitrag relativ konstant über die Zeit ist.



**Abbildung 3-13:** Prozentuale Abnahme der Wärmeleistung von abgebranntem Brennstoff bei einer verlängerten Lagerzeit bis 100 Jahre

Durch Wärmeeinwirkungen kann es auch zu Materialveränderungen kommen, z. B. an Behälterdichtungen, Neutronenmoderatoren oder Betonstrukturen. Neben der Höhe ist hier auch die Dauer der Wärmebelastung von Bedeutung, also die über die Zeit integrierte Wärmeleistung und somit die vom abgebrannten Brennstoff integral abgegebene Wärmeenergie. Entsprechend der zeitlichen Entwicklung der Wärmeleistung erfährt die Wärmeenergie einen Anstieg, der mit zunehmender Zeit deutlich abflacht (Abbildung 3-14).

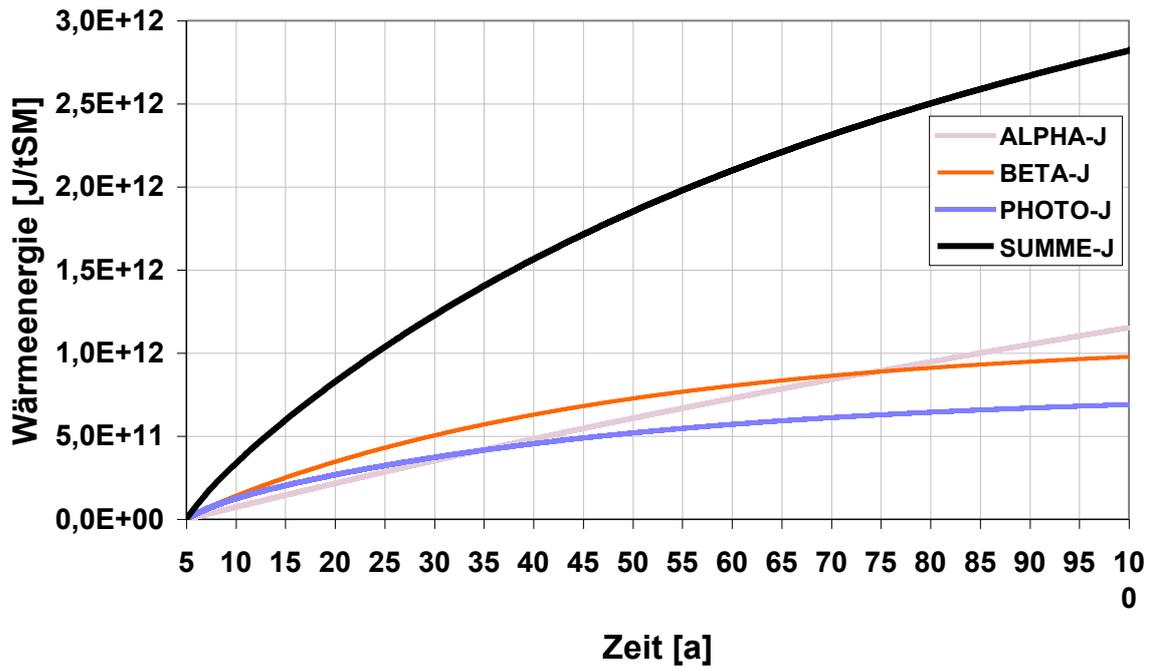


Abbildung 3-14: Zeitliche Entwicklung der vom Brennstoff abgegebenen Wärmeenergie 5 Jahre nach Entladung aus dem Reaktor

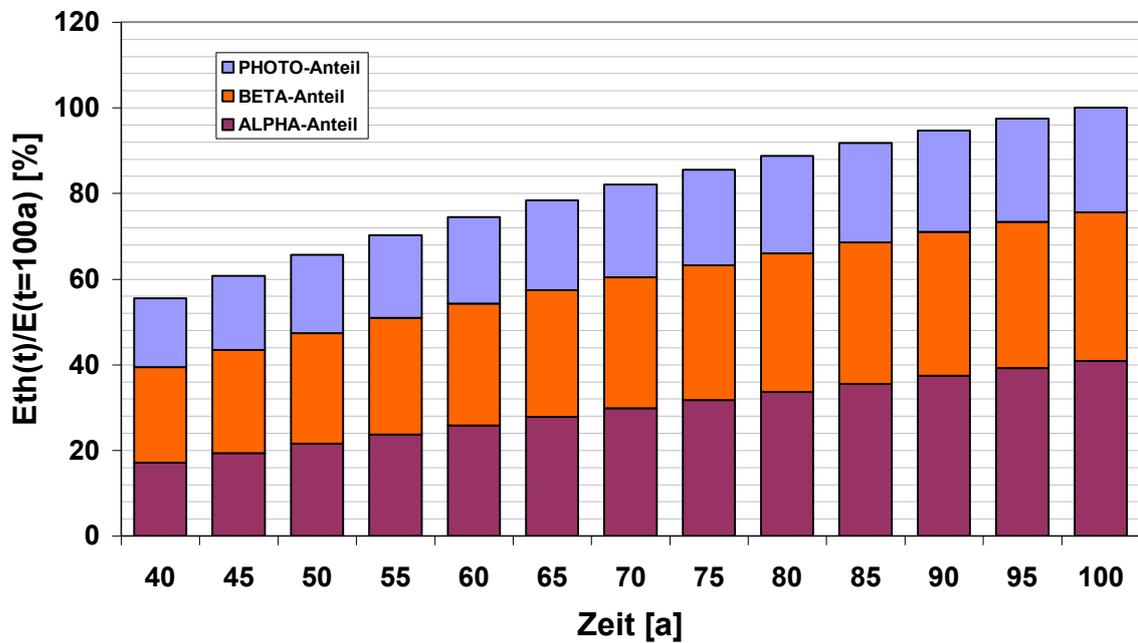


Abbildung 3-15: Prozentuale Entwicklung der entstehenden Wärmeenergie ab dem Zeitpunkt 40 Jahre Lagerzeit

Bei einer verlängerten Zwischenlagerung über 40 Jahre hinaus ist kommt es zu einem abgeschwächten Zuwachs der abgegebenen Wärmeenergiemenge aus dem abgebrannten Brennstoff (Abbildung 3-15). Eine Verdoppelung der Lagerzeit von 40 Jahren auf 80 Jahren erhöht die integral abgegebene Wärmeenergiemenge um ca. 35%.

Die Wärmeabfuhr ist im verlängerten Lagerzeitraum weitgehend unproblematisch; die erhöhte abgegebene Wärmeenergiemenge führt allerdings zu einer erhöhten Materialbeanspruchung, die sich bei den Alterungseffekten auswirken kann.

### **3.1.3.5 Strahlungsverhalten und Abschirmung**

Die den radioaktiven Zerfall begleitende Strahlung unterliegt zeitlichen Veränderungen sowohl qualitativer als auch quantitativer Art. Die hohe Intensität der Strahlung erfordert entsprechend geeignete Abschirmungen, um die Dosisgrenzwerte einzuhalten.

Der Grenzwert für die Dosisleistung an der Behälteroberfläche beim Transport beträgt 2 mSv/h /GGV 09/. Der Grenzwert der effektiven Dosis für die Bevölkerung und nicht beruflich strahlenexponierte Personen auf dem Betriebsgelände des Zwischenlagers ist nach § 46 StrlSchV auf 1 mSv/Jahr festgelegt.

Durch den Zerfall nimmt die Intensität der Strahlung mit der Lagerzeit ab, so dass sich hier die Bedingungen mit zunehmender Lagerzeit eher verbessern.

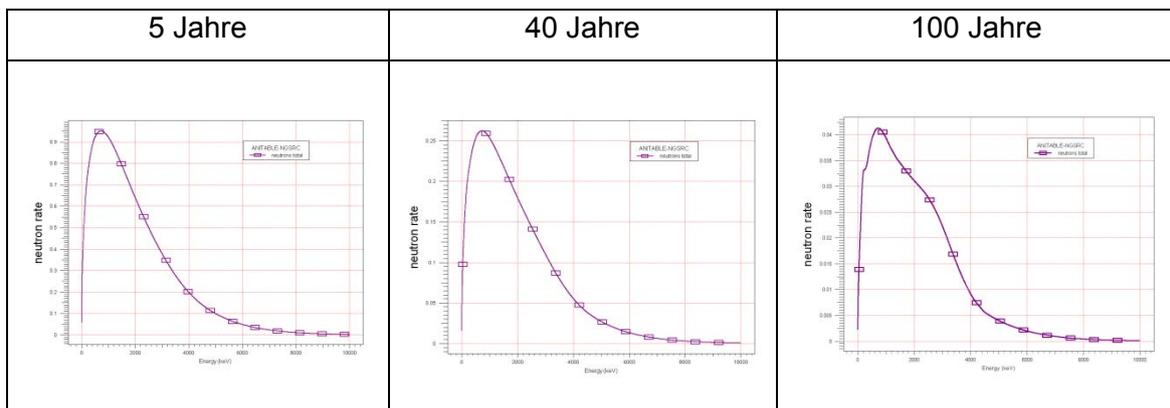
#### **3.1.3.5.1 Veränderung der Quellspektrums**

Durch die Lagerung der abgebrannten Brennelemente in den Behältern ändert sich auch der radioaktive Quellterm für Neutronen- und Gammastrahlung. Um qualitative und quantitative Aussagen treffen zu können, sind Rechnungen mit OREST /HES 05/ durchgeführt worden. Das Inventar und die daraus resultierenden Quellspektren wurden hierbei für Lagerzeiten von 5 Jahren, 40 Jahren und 100 Jahren miteinander verglichen. Ausgegangen wurde von einem DWR-Brennelement mit 55 GWd/tSM Abbrand, das mit 18 weiteren gleichartigen Brennelementen die homogene Beladung eines CASTOR V/19 Lagerbehälters darstellen soll.

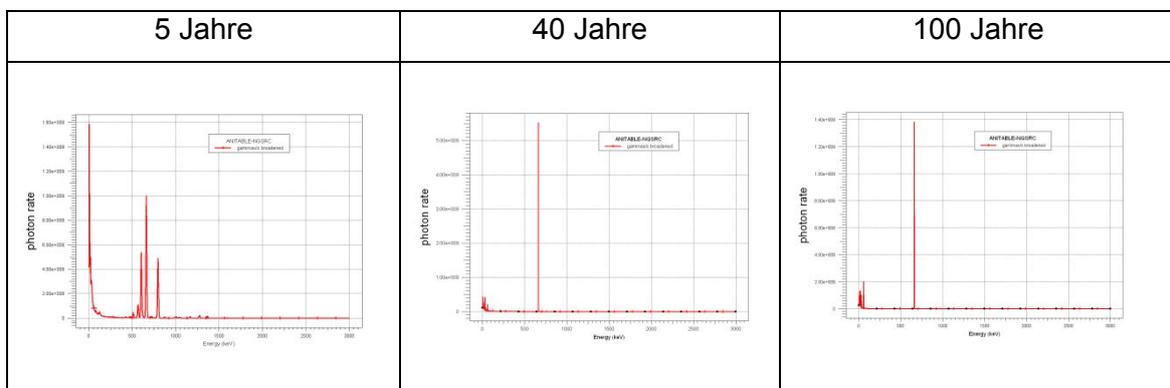
Für die berechneten Neutronenspektren ist demnach festzustellen, dass die Energieverteilung zu den drei Abklingzeitpunkten nahezu gleich bleibt. Die Spontanspaltung

vom Curium bestimmt den spektralen Verlauf bei den Neutronen. Bei 100 Jahren taucht eine leichte Ausbeulung auf, die den Neutronenanteil aus ( $\alpha,n$ )-Reaktionen abbildet. Es ändert sich die absolute Höhe, d. h. die Intensität der Neutronenstrahlung. Die Neutronenrate nimmt von 5 Jahren zu 100 Jahren um den Faktor 22 ab. Die Lage des energetischen Maximums bleibt hingegen gleich (Abbildung 3-16).

Bei der Gammastrahlung wird ebenso der spektrale Verlauf der Quelle, der Ausgangspunkt für Abschirmungsrechnungen ist, zu verschiedenen Zeitpunkten verglichen. Die nicht-logarithmische Darstellung verdeutlicht die Verarmung des Spektrums auf wenige dominante Linien. Die Gammastrahlungsleistung wird nach 40 und 100 Jahren nahezu ausschließlich von  $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$  bestimmt. Der niederenergetische Anteil, der nach 5 Jahren noch groß ist, ist nach 40 und 100 Jahren kaum noch vorhanden (Abbildung 3-17).



**Abbildung 3-16:** Änderung des Neutronenspektrums bei Abklingzeiten von 5, 40 und 100 Jahren für ein DWR-Brennelement mit 55 GWd/tSM Abbrand

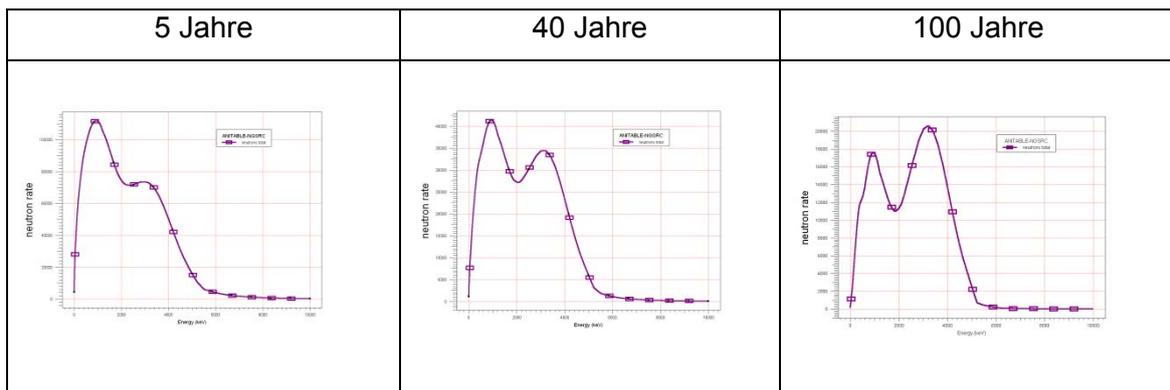


**Abbildung 3-17:** Änderung des Gammaskpektrums bei Abklingzeiten von 5, 40 und 100 Jahren für ein DWR-Brennelement mit 55 GWd/tSM Abbrand

Durch die Tatsache, dass sich die Spektren nicht verschieben bzw. stark ändern, kann für die Abschirmung des Behälters eine stetige Abnahme der Dosisleistung vorausgesagt werden, da sich durch den radioaktiven Zerfall über die Zeit die Intensität der Quellstrahlung verringert und die Abschirmwirkung erhalten bleibt.

Für Neutronenstrahlung ist das Quellspektrum bei HAW-Kokillen anders als bei Brennelementen, da bei ersteren neben der Spontanspaltung der Anteil an ( $\alpha$ ,n)-Neutronen wesentlich größer ist. Abbildung 3-18 verdeutlicht die spektrale Verhärtung hin zu höheren Energien. Das Maximum wandert dabei von etwa 940 keV nach 5 Jahren zu etwa 3 MeV nach 100 Jahren Abklingzeit. Allerdings sinkt die Intensität zwischen den beiden Abklingzeiten etwa um den Faktor 5 ab.

Die Gammastrahlungsintensität bei HAW-Kokillen verhält sich dagegen wie bei den Brennelementen und zeigt hierzu praktisch keine Unterschiede.



**Abbildung 3-18:** Änderung des Neutronenspektrums einer HAW-Glaskokille für Abklingzeiten von 5, 40 und 100 Jahren

### 3.1.3.6 Unterkritikalität

Die eingelagerten abgebrannten Brennelemente enthalten spaltbare Materialien. Gemäß § 65 Abs. 2 StrlSchV sind die bestrahlten Brennelemente so zu lagern, dass sowohl im bestimmungsgemäßen Betrieb als auch bei Störfällen kein kritischer Zustand des Kernbrennstoffes entstehen kann. Ein kritischer Zustand wird erreicht, wenn eine sich selbst erhaltende Kettenreaktion entstehen kann, d. h. wenn der Neutronenmultiplikationsfaktor  $k_{\text{eff}}$  den Wert 1 erreicht. Bewertet wird die Kritikalitätssicherheit anhand des Abstandes des zu berechnenden Neutronenmultiplikationsfaktors  $k_{\text{eff}}$  zu dem Wert  $k_{\text{eff}} = 1$ . Dieser Abstand muss so groß sein, dass für den bestimmungsgemäßen Be-

trieb und bei Störfällen der Neutronenmultiplikationsfaktor einen Wert von  $k_{\text{eff}} = 0,95$  nicht überschreitet /DIN 07, RSK 01/.

Mit zunehmender Anfangsanreicherung kann die Kritikalitätssicherheit ein limitierender Faktor hinsichtlich der Beladepazität von Behältern bei der Lagerung bestrahlter Brennelemente werden. Deshalb gibt es weltweit Bestrebungen, in den Kritikalitätsanalysen für bestrahlte Brennelemente einen Mindestabbrand als reaktivitätsmindernd zu berücksichtigen („burnup credit“).

Durch gezielte Rechnungen wurde in diesem Vorhaben die Kritikalitätssicherheit unter verschiedenen Randbedingungen einer längerfristigen Zwischenlagerung untersucht (siehe Anhang A1).

#### **3.1.3.6.1 Einflussgrößen**

Die abgebrannten Kernbrennstoffe enthalten Reste von spaltbarem Material. Die Transport- und Lagerbehälter, in denen der abgebrannte Kernbrennstoff gelagert wird, sind so ausgelegt, dass eine Unterkritikalität für den vorgesehenen Zeitraum bei zulässiger Beladung gewährleistet ist. Der durch die Genehmigung abgedeckte Zeitraum beträgt 40 Jahre. Es stellt sich die Frage, inwieweit eine längerfristige Lagerzeit von bis zu 100 Jahren die Kritikalitätseigenschaften der Lageranordnung des abgebrannten Kernbrennstoffs verändern kann und dadurch die Kritikalitätssicherheit beeinflusst wird. Die Kritikalitätseigenschaften werden von folgenden Einflussgrößen bestimmt:

1. Geometrische Verteilung des Spaltmaterials,
2. Moderationsbedingungen (Wasser),
3. Zusammensetzung der Spaltmaterialien,
4. Neutronenabsorbierende Materialien.

##### *Geometrische Verteilung des Spaltmaterials*

Grundsätzlich kann davon ausgegangen werden, dass die geometrische Anordnung des abgebrannten Kernbrennstoffs während einer Lagerung über 100 Jahre erhalten bleibt. Das spaltbare Material befindet sich in den Pellets der Brennstäbe, die in einem Gitter angeordnet sind. Die Gitterweite ist aus Gründen optimalen Leistungsbetriebes

mit  $\text{UO}_2$ -Brennelementen so gewählt, dass bei Wassermoderation ein möglichst hoher Neutronenmultiplikationsfaktor entsteht. Das bedeutet, der kritikalitätsmäßig ungünstigste Fall liegt sicherheitstechnisch dann vor, wenn die Gitteranordnung besteht und der Behälter mit Wasser gefüllt ist. Für diesen Fall sind die Behälter ausgelegt.

Eine Kompaktierung der Brennstabanordnung würde zu einer Verringerung der Moderation und damit auch des Wertes von  $k_{\text{eff}}$  führen. Der Einfluss einer störfallbedingten Verschiebung der Brennelemente gegeneinander auf den k-Wert wird im Rahmen der Behälterauslegung untersucht und ggf. durch Gegenmaßnahmen verhindert.

#### *Moderationsbedingungen (Wasser)*

Die Behälter sind bestimmungsgemäß nur bei der Beladung mit Wasser gefüllt, ein Wassereintritt im Laufe der Lagerung ist nicht zu erwarten und nur bei einem größeren Unfall oder Störfall denkbar. Als Randbedingung für die Kritikalitätsauslegung der Behälter wird die Wasserflutung gemäß DIN 25712 /DIN 07/ berücksichtigt.

#### *Zusammensetzung der Spaltmaterialien*

Das im abgebrannten Kernbrennstoff enthaltene Aktivitätsinventar verändert sich durch radioaktiven Zerfall, so dass mit der Zeit einige Nuklide abgebaut und andere aufgebaut werden. Die Veränderung in der Zusammensetzung des Aktivitätsinventars beeinflusst die Kritikalitätseigenschaften einer Brennstoffanordnung im Behälter. Bei den in diesem Vorhaben durchgeführten Rechnungen zum langfristigen Einfluss auf die Kritikalitätssicherheit wurde die jeweilige Veränderung in der Zusammensetzung des Aktivitätsinventars berücksichtigt.

#### *Neutronenabsorbierende Materialien*

Borstahlbleche haben eine neutronenabsorbierende Wirkung und werden verwendet, um in den Lagerbehältern für abgebrannte Brennelemente den Neutronenmultiplikationsfaktor abzusenken und so die Kritikalitätssicherheit zu gewährleisten. Unterstellt man, dass bei einer längerfristigen Lagerung diese Borstahlbleche wegkorrodieren können, so ist zu fragen, ob aufgrund einer möglichen Umverteilung der Neutronenabsorber die Unterkritikalität dann immer noch gewährleistet ist. Durch exemplarische Rechnungen wurde diese Fragestellung untersucht.

### 3.1.3.6.2 Basisdaten und Rechenverfahren

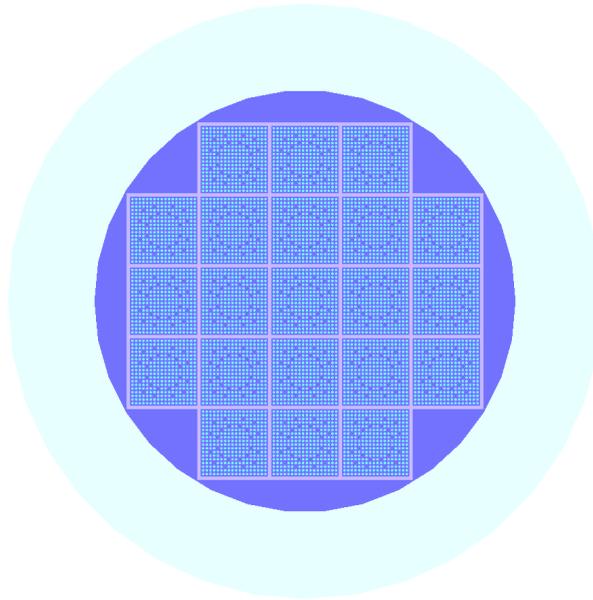
Folgende als typisch zu erachtende abgebrannte DWR-Brennstoffe wurden der vorliegenden Untersuchung zugrunde gelegt:

- $\text{UO}_2$  mit 3,6%  $^{235}\text{U}$  Anfangsanreicherung und 40 GWd/tSM Abbrand,
- $\text{UO}_2$  mit 4,4%  $^{235}\text{U}$  Anfangsanreicherung und 55 GWd/tSM Abbrand,
- MOX mit 3,7%  $\text{Pu}_{\text{fiss}}$  Anfangsanreicherung und 40 GWd/tSM Abbrand,
- MOX mit 4,6%  $\text{Pu}_{\text{fiss}}$  Anfangsanreicherung und 55 GWd/tSM Abbrand.

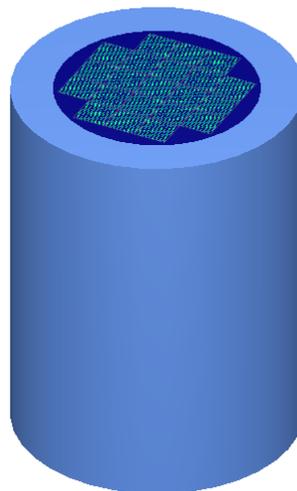
Als typische Plutonium-Zusammensetzung im MOX-Brennstoff wurde folgender Pu-Nuklidvektor (in Gewichtsprozent) angenommen: 2,029%  $^{238}\text{Pu}$ ; 54,409%  $^{239}\text{Pu}$ ; 25,564%  $^{240}\text{Pu}$ ; 11,328%  $^{241}\text{Pu}$ ; 6,67%  $^{242}\text{Pu}$ . Der Urananteil im MOX wurde als abgereichert (0,2%  $^{235}\text{U}$ ) angenommen.

Abbrandrechnungen wurden mit dem Programm OREST 2004 /HES 05/ durchgeführt, die Kritikalitätsrechnungen mit KENO Va aus dem Codepaket SCALE 5.0 /SCA 04/, sowie mit der Kontrollsequenz AIRBAGS /KIL 07b/. Dabei wurde ein axiales Abbrandprofil berücksichtigt, da die Annahme einer uniformen Abbrandverteilung bei Abbränden über 15 GWd/tSM zu einer Unterschätzung des k-Wertes führt /KIL 07a/.

Für die Untersuchungen zur Veränderung des k-Wertes und der Abklingzeit wurde zunächst von einem vereinfachten, infiniten, wassermodierten Stabgitter, mit DWR-Brennstäben (Typ Biblis) sowie einem Wasser/Eisen-Reflektor oben und unten als Approximation an die Behälterverhältnisse ausgegangen. Bei einer Brennelementanordnung, wie sie im realen Behälter vorliegt, sind allerdings deutlich niedrigere Multiplikationsfaktoren zu erwarten /KIL 07a/. Abbildung 3-19 und Abbildung 3-20 zeigen den Querschnitt und eine Ansicht des Rechenmodells, wie er für die Rechnungen im Programm KENO Va dargestellt wurde.



**Abbildung 3-19:** Querschnitt durch das betrachtete Behältermodell für KENO Va in 2D



**Abbildung 3-20:** Ansicht des betrachteten Behältermodells für KENO Va in 3D

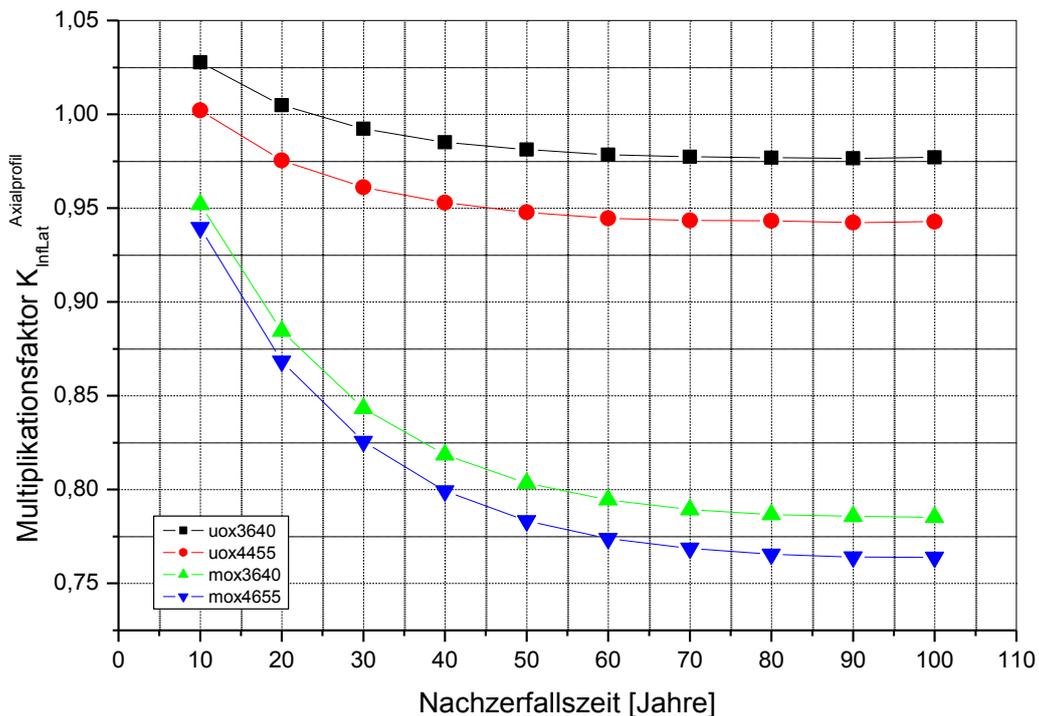
### 3.1.3.6.3 Rechenergebnisse zur Kritikalitätsentwicklung

In Abbildung 3-21 sind die berechneten Multiplikationsfaktoren  $k_{\text{Axialprofil}}$  für die betrachteten Kernbrennstoffe im infiniten Stabgitter als Funktion der Nachzerfallszeit dargestellt.

Abbildung 3-21 zeigt, dass der Neutronenmultiplikationsfaktor für alle betrachteten Kernbrennstoffe kontinuierlich bis etwa 90 Jahre abfällt und danach bis 100 Jahre Zer-

fallszeit nur geringfügig wieder ansteigt. Ursache für den leichten Anstieg ist der  $\alpha$ -Zerfall des neutronenabsorbierenden  $^{241}\text{Am}$  (Halbwertszeit 432 Jahre) zu  $^{237}\text{Np}$ .

Die Analysen zeigen, dass die Abnahme der Reaktivität bis 100 Jahre nach Entladung wesentlich durch den  $\beta$ -Zerfall des spaltbaren Nuklids  $^{241}\text{Pu}$  (Halbwertszeit 14,1 Jahre) zu  $^{241}\text{Am}$  begründet ist. Deshalb ist auch bei MOX-Brennstoffen ein stärkerer Reaktivitätsabfall als bei  $\text{UO}_2$ -Brennstoffen zu verzeichnen, da bei ersteren der Gehalt an  $^{241}\text{Pu}$  deutlich höher und somit die Änderung bei dessen Zerfall ausgeprägter ist.



**Abbildung 3-21:** Multiplikationsfaktoren  $k_{\text{Axialprofil}}$  der betrachteten Brennstoffe im infiniten Stabgitter als Funktion der Nachzerfallszeit

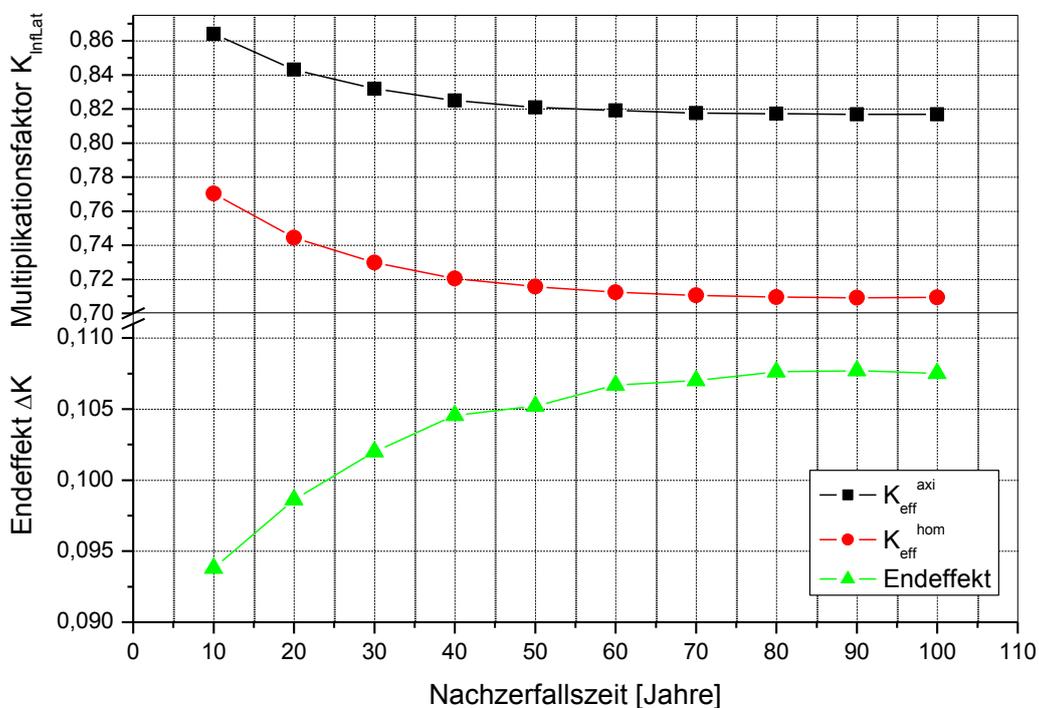
Aus Abbildung 3-21 geht weiter hervor, dass der infinite Multiplikationsfaktor nach 25 Jahren Abklingzeit für alle betrachteten abgebrannten Brennstoffe unter 1,0 liegt. Bei einem realen Behälter liegt der Multiplikationsfaktor jedoch zu keinem Zeitpunkt über 0,95. Um den niedrigeren Neutronenmultiplikationsfaktor in einem realen Behälter gegenüber dem infiniten Gitter zu verifizieren, wurde für den reaktivsten der oben genannten Brennstoffe,  $\text{UO}_2$  mit 3,6% Anfangsanreicherung und 40 GWd/tSM, eine Rechengeserie auf Basis eines generischen Behältermodells durchgeführt. Die Beladung besteht aus 21 DWR-Brennelementen des Typs Konvoi (18x18-24), welche dicht in dem mit Wasser gefluteten Behälter stehen, getrennt durch Borstahlbleche. Die Anord-

nung basiert auf einem Behältermodell des OECD/NEA Benchmarks Phase IIC, welches in einem Bericht der NEA /NEU 08/ ausführlich beschrieben ist.

Für das dargestellte Behältermodell mit endlich ausgedehntem Brennstabgitter sind die errechneten Multiplikationsfaktoren mit und ohne Axialprofil in Abbildung 3-22 dargestellt.

Aus Abbildung 3-22 lässt sich folgendes entnehmen:

- Gegenüber dem infiniten Gittermodell ergeben sich beim Behältermodell systematisch geringere Multiplikationsfaktoren.
- Die Neutronenmultiplikationsfaktoren liegen deutlich unterhalb von  $k = 0,95$ , die Unterkritikalität ist somit zu jedem Zeitpunkt sichergestellt.
- Die Berücksichtigung eines axialen Abbrandprofils im Rechenmodell anstelle einer homogenen Spaltstoffverteilung hebt den Neutronenmultiplikationsfaktor beträchtlich an und darf nicht vernachlässigt werden. Mit wachsender Lagerzeit gewinnt dieser Endeffekt ( $k_{\text{eff}}^{\text{axi}} - k_{\text{eff}}^{\text{hom}}$ ) zunehmend an Bedeutung.



**Abbildung 3-22:** UO<sub>2</sub>-Brennstoff mit 3,6% Anfangsanreicherung und 40 GWd/tSM Abbrand in einem generischen Behältermodell mit 21 Brennelementen

#### 3.1.3.6.4 Neutronenabsorbierende Materialien

Als neutronenabsorbierende Materialien werden borierte Stahlbleche zwischen den Brennelementen eingesetzt. Würden diese im Laufe der Zeit wegkorrodieren, käme es zu einer Erhöhung der Multiplikationsfaktoren. Neutronenabsorbierende Materialien befinden sich aber auch im Brennstoff in Form von Spaltprodukten. Obwohl diese naturgemäß vorhanden sind, werden sie in konservativeren Rechnungen oft nicht berücksichtigt.

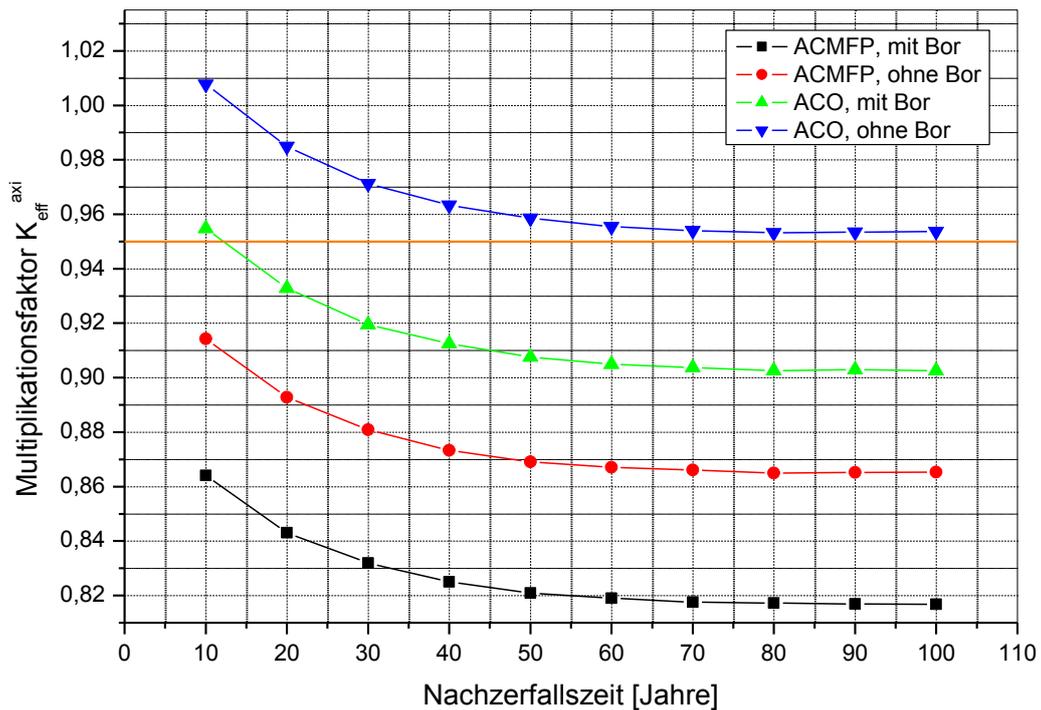
Für den zuvor betrachteten Fall des generischen Behältermodells wurden Kritikalitätsrechnungen unter Vernachlässigung der Borierung von Behältereinbauten durchgeführt und der Beitrag der Spaltprodukte („actinides plus major fission products“, ACMFP vs. „actinides only“, ACO) zum Multiplikationsfaktor ermittelt. Abbildung 3-23 zeigt den zeitlichen Verlauf der Multiplikationsfaktoren  $k_{\text{eff}}^{\text{axi}}$  für die vier Fälle

- mit Bor und mit Spaltprodukten (schwarze Kurve),
- ohne Bor und mit Spaltprodukten (rote Kurve),
- mit Bor und ohne Spaltprodukten (grüne Kurve),
- ohne Bor und ohne Spaltprodukte (blaue Kurve),

jeweils unter Berücksichtigung des axialen Abbrandprofils.

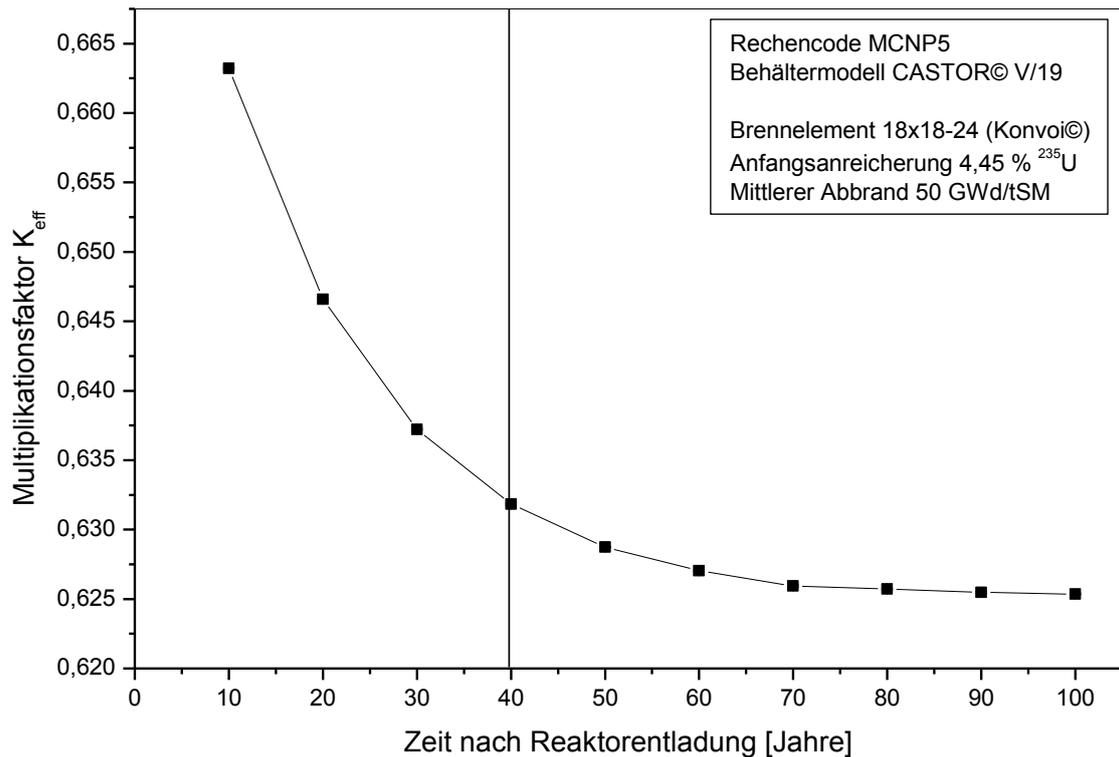
Abbildung 3-23 verdeutlicht für das betrachtete Modell, dass

- bei einem Wegfall der borierten Stahlbleche die Unterkritikalität zu jedem Zeitpunkt der Zwischenlagerung sicher eingehalten wird,
- die Spaltprodukte einen deutlichen Beitrag zur Unterkritikalität liefern, aber auch bei einem Verzicht auf die Spaltprodukte die Unterkritikalität zu jedem Zeitpunkt der Zwischenlagerung ungefährdet ist, solange die borierten Stahlbleche vorhanden sind,
- nach einer Abklingzeit von 15 Jahren das System auch ohne die borierten Stahlbleche und ohne Berücksichtigung der Spaltprodukte unterkritisch wäre.



**Abbildung 3-23:** Multiplikationsfaktoren  $k_{\text{eff}}^{\text{axi}}$  für  $\text{UO}_2$ -Brennstoff mit 3,6% Anfangsanreicherung und 40 GWd/tSM Abbrand in einem generischen Behältermodell mit 21 Brennelementen, jeweils mit und ohne Berücksichtigung von absorbierenden Spaltprodukten und boriierten Behältereinbauten

Das betrachtete Behälter-Modell stellt einen konservativ ausgelegten, generischen Fall dar. Ein realer Behälter wie der CASTOR V/19 führt zu noch niedrigeren Multiplikationsfaktoren, verglichen mit dem betrachteten Behälter-Modell. In Abbildung 3-24 ist der Verlauf des berechneten Multiplikationsfaktors  $k_{\text{eff}}$  als Funktion der Nachzerfallszeit dargestellt. Der Behälter fasst 19 Brennelemente mit einer Anfangsanreicherung von 4,45 wt%  $^{235}\text{U}$  und einem Abbrand von 50 GWd/tSM; berücksichtigt wurden die Spaltprodukte, das gleiche Abbrandprofil wie in der Parameterrechnung, ein borierter Brennelementkorb und Wasserflutung des Behälterinnenraumes.



**Abbildung 3-24:** Multiplikationsfaktoren  $k_{\text{eff}}$  für  $\text{UO}_2$ -Brennstoff mit 4,45% Anfangsanreicherung und 50 GWd/tSM Abbrand in einem realen CASTOR V/19 Behälter mit 19 Brennelementen, jeweils mit Berücksichtigung von absorbierenden Spaltprodukten und borierten Behältereinbauten

### 3.1.3.6.5 Schlussfolgerung zur Kritikalitätssicherheit

Die beispielhaften Rechnungen für verschiedene Brennstoffe und Abbrände zeigen, dass bei einer längerfristigen Zwischenlagerung von bis zu 100 Jahren die Unterkritikalität von typischem abgebranntem Kernbrennstoff stets gewährleistet ist, auch wenn es zu einem Wassereintrich kommen sollte oder neutronenabsorbierende Materialien wegfallen würden. Zu prüfen ist noch, inwieweit bei einer Verlängerung der Lagerzeit durch bisher nicht unterstellte Ereignisse die Kritikalitätssicherheit gefährdet werden könnte.

### 3.2 Lagerbehälter

Die Lagerbehälter sind so ausgelegt, dass sie zum einen als Abschirmung für die stark strahlenden Inventare dienen, zum anderen einen stabilen, sicheren Einschluss der radioaktiven Substanzen gewährleisten.

Nach der Entladung aus dem Reaktorkern müssen die bestrahlten Brennelemente zum Abklingen zunächst im Brennelementlagerbecken des Reaktorgebäudes gelagert werden, bis die Nachzerfallswärme so weit abgeklungen ist, dass sie in einen Transport- und Lagerbehälter geladen werden können. Hierfür werden in Deutschland zumeist CASTOR-Behälter (Cask for Storage and Transport of Radioactive Materials) eingesetzt, weshalb sich die vorliegende Arbeit ausschließlich auf diese Art von Behältern bezieht.

Die RSK-Leitlinien beziehen sich auf metallische, dicht verschlossene Behälter, die für die Zwischenlagerung nach dem Stand von Wissenschaft und Technik geeignet sind. Die in Deutschland verwendeten Behälter müssen für die Zeitdauer der Zwischenlagerung in einem Transportbehälterlager die Kriterien für die Zulassung nach Gefahrgutrecht als Transportbehälter des Typs B(U) für spaltbare radioaktive Stoffe gemäß den Richtlinien der IAEA /IAE 09b/ erfüllen. Demnach müssen B(U)-Behälter

- einem Aufprall auf eine unnachgiebige Fläche aus 9 m Höhe,
- einem Aufprall auf einen Dorn aus 1 m Höhe,
- einem Feuer mit der Temperatur von 800°C über 30 Minuten,
- dem Druck in 15 m Wassertiefe 8 Stunden,
- dem Druck in 200 m Wassertiefe 1 Stunde

so standhalten, dass die gemessene Dosisleistung in 1 m Entfernung von der Behälteroberfläche einen Wert von 10 mSv/h nicht überschreitet und die gemessene Rate an freigesetzten radioaktiven Substanzen aus dem Behälter höchstens  $10^{-6}$  A pro Stunde beträgt. Hierbei ist A die auf eine Nuklidart bezogene, maximal zulässige Aktivität, angegeben in TBq. Individuelle Zahlenwerte von A für die einzelnen Nuklide sind in /IAE 09b/ spezifiziert. Ferner muss ein Lagerbehälter für Umgebungstemperaturen von

–40°C bis +38°C ausgelegt werden, der Behälterinnendruck darf einen Wert von maximal 700 kPa nicht überschreiten /IAE 09b/.

Eine Reihe internationaler Forschungsprogramme – insbesondere in Deutschland, Japan und den USA – zur weitergehenden Erfassung der Sicherheitsreserven von Behältern aus Gusseisen mit Kugelgraphit umfassten auch Behälterversuche mit extremen mechanischen Beanspruchungen, die über die bereits schwere Unfälle abdeckenden Prüfanforderungen der IAEA-Regularien hinausgingen /BAM 02/.

Darüber hinaus muss im Rahmen der verkehrsrechtlichen Zulassung für den Behälter ein Nachweis zur Sprödbruchsicherheit geführt werden. Damit soll die Eignung des Behälterwerkstoffs geprüft werden, während bei den oben genannten Anforderungen die Prüfung der Behälterkonstruktion im Vordergrund steht. Der Nachweis der Sprödbruch-sicherheit erfolgt in der Regel mit ingenieurtechnischen Berechnungen auf der Grundlage von Kennwerten, die mit praktischen Standardprüfungen der Werkstofftechnik gewonnen werden. Auf diese Weise wird verifiziert, dass der verwendete Werkstoff bei mechanischem Lasteintrag einen ausreichenden Widerstand gegen ein vollständiges Durchreißen der Behälterwand bietet.

Ein auf klassische Weise geführter Sprödbruch-Sicherheitsnachweis für mechanische Belastungen ist bei CASTOR-Behältern wegen der inhärenten Sprödheit des Sphäroguss-Werkstoffes GGG-40 nicht möglich. Aufgrund dieser Eigenschaft von GGG-40 können bestimmte Werkstoffkennwerte nicht mit Standardprüfverfahren ermittelt werden. Die Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) hat daher für diesen Behälterwerkstoff eine abweichende Nachweisführung entwickelt /VÖL 94/. Dabei werden Ergebnisse von Fallversuchen mit auf –40°C abgekühlten Behältern berücksichtigt, bei denen teilweise Fehler in die Behälteroberfläche gefräst wurden. In den USA sind CASTOR-Behälter wegen des nicht klassisch zu führenden Sprödbruch-Sicherheitsnachweises aus sicherheitstechnischen Gründen nur zur Zwischenlagerung (geringere Lastannahmen für Unfälle), nicht aber zum Transport zugelassen.

### **3.2.1 Behälterkörper und Behälteroberflächen**

Die Behälter der CASTOR-Familie werden von der Gesellschaft für Nuklear-Service (GNS) mbH für den Transport und die Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente und HAW-Kokillen entwickelt. Für abgebrannte Brennelemente aus Kernkraftwerken,

Brennelemente aus Forschungsreaktoren und verglaste hochradioaktive Abfälle gibt es ca. 10 verschiedene CASTOR-Behältertypen. Sie unterscheiden sich in Abmessungen, Leermasse, Beladungsumfang, Tragkorb-Einbauten usw. Die Behälter sind zwischen 4 und 6 m lang und haben einen Durchmesser von rund 2,50 m, wobei die Wand etwa 380 mm dick ist. Im beladenen Zustand beträgt die Masse eines Behälters etwa 120 Tonnen.

Der Behälterkörper besteht aus GGG-40, einem speziellen Gusseisen mit kugelförmig ausgebildetem Graphit (Dichte  $7,3 \text{ g/cm}^3$ ). Der Kugelgraphit bestimmt maßgeblich das Werkstoffverhalten. Er weist eine sehr gute Verformbarkeit (Duktilität) auf und trägt durch seinen Kohlenstoffgehalt zur Neutronenabschirmung bei /WIE 85, ENB 08/. Die mechanischen Eigenschaften von GGG-40 werden durch DIN EN 1563 /DIN 05/ spezifiziert.

Die Behälter werden in einem Stück gegossen und danach mechanisch bearbeitet. Der Kopfbereich des Behälters ist zur Aufnahme des Deckelsystems ausgebildet. Im Bereich der Auflageflächen der Deckel sind auf konzentrischen Lochkreisen Gewindebohrungen für die Verschraubung der Deckel angeordnet. Die Auflageflächen der Deckeldichtungen weisen eine geringe Oberflächenrauigkeit auf /ENB 08/.

Für die Abschirmung der Neutronenstrahlung wird der Behälterkörper mit Moderator material ausgestattet. Dazu sind in den Mantelbereich des Behälters von der Bodenseite aus Bohrungen eingebracht, in die Polyethylenstäbe eingesetzt werden. Im Bodenbereich und unterhalb des Sekundärdeckels sind zusätzlich Polyethylenplatten zur Neutronenabschirmung angebracht. Die Abschirmung der Gammastrahlung wird durch die 380 mm Grauguss-Wandstärke gewährleistet. Zur Wärmeabfuhr des Inventars ist der Behälter mit Kühlrippen ausgestattet.

Der Behälterinnenraum und der Dichtungsbereich sind durch eine galvanisch aufgetragene Nickelschicht gegen Korrosion geschützt. Außerdem wird der beladene Behälter mit dem Inertgas Helium beaufschlagt. Der Korrosionsschutz auf der Außenfläche des Behälterkörpers besteht im Wesentlichen aus einer mehrlagigen Beschichtung mit Farben, Lacken und Epoxidharzen. Im Bodenbereich ist der Korrosionsschutz als Aluminiumbeschichtung ausgeführt. Der Korrosionsschutz dient gleichzeitig der guten Dekontaminierbarkeit der Behälteroberfläche /ENB 08/.

Der Brennelement-Tragkorb im Behälter unterstützt u. a. die Wärmeabfuhr von den Brennelementen nach außen. Mit ihm wird erreicht, dass die Brennelemente bei den beim Transport möglichen Belastungen nicht beschädigt werden. Im oberen und unteren Bereich sind Tragzapfen angeschraubt, die als Handhabungselemente dienen (Abbildung 3-25).



**Abbildung 3-25:** Beispiel eines CASTOR V/19-Behälters ® (Quelle: BAM)

Das maximale Aktivitätsinventar eines CASTOR HAW 20/28-Behälters (mit 28 HAW-  
Glaskokillen) beträgt rund 800.000 TBq /COG 86/, dasjenige eines CASTOR V/19 Be-  
hälters (mit 19 bestrahlten DWR-Brennelementen) etwa 550.000 TBq /EON 01/.

### 3.2.1.1 Regulatorische Anforderungen an den Behälterkörper

Die Aufgaben des Behälterkörpers sind

- der sichere Einschluss des radioaktiven Inventars,
- die Abschirmung der radioaktiven Strahlung,
- das Abführen der aus dem Inventar entwickelten Wärme,

- die Handhabbarkeit zum Transport.

Für die Behälter fordert die RSK in ihrer Sicherheitstechnischen Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern /RSK 01/, dass der sichere Einschluss radioaktiver Stoffe durch den Brennelementbehälter zu gewährleistet ist und die Dichtheit der Behälter durch ein Doppeldeckeldichtsystem gewährleistet sein muss. Für die Abschirmung fordert die RSK, dass

*„bei der Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente [...] eine ausreichende Abschirmung der ionisierenden Strahlung zum Schutz der Bevölkerung und des Betriebspersonals durch die Auslegung der Brennelementbehälter und ergänzend durch das Lagergebäude sicherzustellen [ist].“*

Nach /RSK 01/ hat die Wärmeabfuhr so zu erfolgen, dass

*„keine Behältertemperaturen auftreten, welche die Abschirmung der Gamma- und Neutronenstrahlung oder die Dichtheit des Behälters gefährden. Außerdem müssen die Brennstabtemperaturen so niedrig liegen, dass ein systematisches Versagen der Hüllrohre der Brennstäbe ausgeschlossen ist.“*

Für die Außen- und Innenoberflächen der Transport- und Lagerbehälter fordert /RSK 01/ weiter, dass

*„Brennelementbehälter [...] bei der Annahme durch Messung der Gamma- und Neutronendosisleistung auf die Einhaltung der für das Zwischenlager geltenden Grenzwerte zu überprüfen [sind]. Ebenso sind eingehende Behälter auf ihre Oberflächenkontamination zu prüfen. Es dürfen nur solche Behälter eingelagert werden, deren Oberflächenkontamination die zulässigen Werte nach Strahlenschutzverordnung nicht überschreitet.“*

und dass

*„die Restfeuchte im Behälterinnenraum und im Dichtungssystem [...] so zu begrenzen [ist], dass durch Korrosion die Dichtfunktion des Systems über die Lagerzeit nicht unzulässig beeinträchtigt wird.“*

Die Handhabbarkeit zum Transport ist in erster Linie abhängig von den Anschlagelagerelementen am Behälter. Diese werden in Kapitel 3.4 behandelt.

### **3.2.1.2 Alterungseinflüsse beim Behälterkörper**

Die wesentlichen Parameter, die einen denkbaren Einfluss auf die langfristigen Änderungen der Werkstoffeigenschaften und der Abmessungen des Behälterkörpers haben können, sind Temperatur, Strahlung, Druck- und Zugbeanspruchung sowie Korrosion.

Durch erhöhte Temperaturen kann es zur Verformung von Gusseisen kommen, die aber erst bei Temperaturen über 400°C relevant ist /HAS 96/. Nach /EON 01/ liegen die maximalen Oberflächentemperaturen der Behälter bei 110°C.

Für die Veränderung der Werkstoffeigenschaften der Gussbehälter durch Strahlung sind zunächst die Crud-Partikel zu nennen. Dies sind hoch aktivierte Fremdkörper und Metallpartikelabrieb, die auf der Oberfläche der Brennstäbe haften, sich z. B. durch Erschütterungen bei Beladung und Transport ablösen und sich als hochradioaktive Partikel auf der Behälterinnenfläche ablagern. Diese Partikel führen lokal zu intensiver Bestrahlung der Oberfläche und zu Korrosionserscheinungen an der Oberfläche. Die erhöhte Belastung kann zu lokaler Lochkorrosion Anlass geben. Aufgrund der hohen Wandstärke und des geringen verfügbaren Inventars an Sauerstoff bzw. Wasser ist jedoch eine Gefährdung der Integrität des Behälters wenig wahrscheinlich.

Eine Verformung durch Druck- oder Zugbeanspruchung ist bei der Wandstärke des Behälters und unter den im Zwischenlager gegebenen Bedingungen auch langfristig nicht zu erwarten.

Bei Korrosionsvorgängen sind Einwirkungen durch Feuchtigkeit, Luft, saure Umweltgase, Spurenbestandteile im Material und in der Umgebungsluft (z. B. Salze), elektrochemische Effekte und chemische Zersetzungsprodukte zu berücksichtigen. Korrosion kann sowohl an der Behälteraußenfläche wie auch im Inneren des Behälters stattfinden. An der äußeren Behälteroberfläche stellt er insofern nur ein geringes Problem dar, als schadhafte Stellen an der Außenseite leicht erkannt und behoben werden können. Eine weniger zugängliche Stelle stellt der äußere Behälterboden dar, da er nur beim Anheben des Behälters eingesehen werden kann.

Deutlich schwieriger gestaltet sich die Erkennung möglicher Korrosionsvorgänge an der inneren Behälterwandung und am Behälterboden. Derartige Prozesse sind zwar aufgrund begrenzter Reaktionsinventare limitiert, können aber auch nicht per se ausgeschlossen werden. Das Behälterinnere ist für entsprechende Inspektionen nur zugänglich, wenn ein Behälter unter entsprechender Abschirmung und unter weiteren Vorsichtsmaßnahmen geöffnet und sein Inhalt entladen wird.

### 3.2.1.3 Empfehlungen für das Alterungsmanagement beim Behälterkörper

Wesentlich für den Behälterkörper ist die Verifikation derjenigen Werkstoffeigenschaften, die für die Gewährleistung der Sicherheit relevant sind. Sie dürfen langfristig keinen Veränderungen unterliegen, die zu einem Verlust der Dichtheit, Abschirmung und Integrität führen können.

Bei einer Behälteroberflächeninspektion sind die wesentlichen Behälterparameter zu verifizieren, die für die Lagerung relevant sind. Dies sind die Oberflächendosisleistung, die Oberflächentemperatur und mögliche Kontaminationen. Weiter sollte die visuelle Inspektion der Behälteroberfläche mindestens eine Überprüfung auf folgende denkbare Erscheinungen beinhalten: Beschädigungen der Oberfläche bzw. an Oberflächenbeschichtungen, Verformungen, Korrosions- und Kondensationserscheinungen.

Für die Behälterinnenseite wird bisher angenommen, dass durch die Beschichtung mit Nickel an der Innenseite des Behälters, durch das weitgehende Vermeiden von Restfeuchte nach der Behälterbeladung und durch das Befüllen mit Helium nennenswerte Korrosion ausgeschlossen werden kann. Dies ist plausibel, gründet aber bislang nur auf mechanistischen Betrachtungen und ist nicht verifiziert. Die Verifikation im Sinne einer Nachweissicherung kann nur erfolgen, wenn Behälter von Zeit zu Zeit stichprobenartig geöffnet und gezielt auch auf Spuren von Korrosion untersucht würden.

Im Jahr 1999 wurde beim Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (INEEL) ein CASTOR V/21-Behälter geöffnet und untersucht, der seit 1985 mit abgebrannten Brennelementen beladen war /INE 01/. Bei der Inspektion der inneren Behälteroberfläche war die Nickelbeschichtung frei von signifikanten Defekten. Bei genauere Untersuchung konnten einige kleine oberflächliche Schrammen festgestellt werden, die wahrscheinlich von der Behälterbeladung stammten. An den Seitenwänden wurde außerdem eine etwa 2 cm große und etwa 1 mm tiefe Senke unklarer Herkunft entdeckt /INE 01/. Am Behälterboden wurden kleine Partikel mit geringer Radioaktivität gefunden. Korrosionsschäden wurden nicht festgestellt. Prognosen darüber, welche Alterungserscheinungen in 40 Jahren im Inneren eines Behälters aufgrund der erzielten Ergebnisse der Untersuchung zu erwarten sind, wurden bei /INE 01/ nicht angestellt.

Die Untersuchungen bei /INE 01/ zeigen, dass die Behälterinnenfläche nach einer Lagerzeit von 14 Jahren – bis auf kleine Schrammen – nahezu unverändert intakt ist. Zu beachten ist allerdings, dass von einem geöffneten Behälter nicht per se auf alle Behäl-

ter geschlossen werden kann, und dass von der Intaktheit eines Behälters nach 14 Jahren nicht auf die Intaktheit aller Behälter nach 40 Jahren geschlossen werden kann. Die Annahme, dass sich die Innenoberfläche eines beladenen Behälters in der Lagerzeit von 40 Jahren nicht signifikant verändert, ist daher exemplarisch zu verifizieren.

### **3.2.2 Behältereinbauten**

Der Brennelementtragkorb dient zur Aufnahme und Positionierung der abgebrannten Brennelemente in den Transport- und Lagerbehälter. Der Tragkorb ist im Behälter-schacht eingepasst und besteht aus einer Bohrstahlkonstruktion, zur Erhöhung der Kritikalitätssicherheit. Je nach Behälterart kann der zugehörige Tragkorb unterschiedlich viele Brennelemente aufnehmen. Aluminium- bzw. Kupferbleche sind parallel zu den Bohrstahlblechen angeordnet und gewährleisten eine ausreichende Wärmeabfuhr, so dass die maximal zulässige Brennstab-Hüllrohr-Temperatur für die Zwischenlagerzeit nicht überschritten wird.

Der Tragkorb gewährleistet durch seine konstruktive Auslegung und durch die verdreh-sichere Lage die stabile Positionierung der Brennelemente im Behälter /ENB 08/.

#### **3.2.2.1 Regulatorische Anforderungen**

Nach /RSK 01/ muss die mechanische Integrität der Brennelementstruktur bei der Lagerung, der Handhabung, dem Transport und der Entladung gewährleistet sein. Hierzu trägt der Tragkorb bei, indem er die Brennelemente in einer stabilen Position hält. Außerdem fordert /RSK 01/ die Kritikalitätssicherheit. Hierzu dienen u. a. die Tragkörbe, indem sie die Festlegung ihrer geometrischen Anordnung im Brennelementkorb sicherstellen. Derselben sicherheitstechnischen Zielsetzung dient der Einsatz von Neutronenabsorbern, die in den Brennelementkorb eingebaut sind /RSK 01/.

Zur Wärmeabfuhr fordert /RSK 01/, dass keine Behältertemperaturen auftreten dürfen, welche die Abschirmung der Gamma- und Neutronenstrahlung oder die Dichtheit des Behälters gefährden. Außerdem müssen die Brennstabtemperaturen so niedrig liegen, dass ein systematisches Versagen der Hüllrohre der Brennstäbe ausgeschlossen ist.

### **3.2.2.2 Sicherheitstechnische Einordnung der Brennelement-Tragkörbe**

Die Brennelementtragkörbe sind für den sicheren Betrieb der Anlage erforderlich. Sie erfüllen dabei nukleare Sicherheitsaufgaben (stabile Positionierung der Brennelemente im Behälter, kritikalitätssichere Brennstoffanordnung, ausreichende Wärmeabfuhr). Die Tragkörbe leisten außerdem einen entscheidenden Beitrag zur sicheren Entladbarkeit der Lagerbehälter. Sie sind daher als sicherheitsrelevante Komponenten einzuordnen (safety-relevant SSC).

Die Brennelementtragkörbe sind im Hinblick auf die Alterung

- in die Kategorie der nicht austauschbaren Komponenten einzuordnen,
- Bedingungen ausgesetzt, die Alterungseffekte begünstigen (Temperatur, Strahlung, mechanische Belastungen),
- unterliegen keinen routinemäßigen betrieblichen Wartungs- und Prüfprozeduren, deren langfristige Beobachtung und Auswertung Rückschlüsse auf Art und Geschwindigkeit von Alterungsvorgängen ermöglichen würde,
- kaum unter realitätsnahen Bedingungen zu verifizieren,
- nur in geringem Umfang punktuell experimentell untersucht.

Die Abwägung der Sicherheitsrelevanz mit den genannten Aspekten spricht dafür, dass für diese Komponenten Alterungseffekte nicht ausgeschlossen werden können.

### **3.2.2.3 Alterungsaspekte der Brennelement-Tragkörbe**

Über die Alterung der Tragkörbe in einem beladenen Transport- und Lagerbehälter ist derzeit wenig bekannt, da die Behälter nach ihrer Beladung nicht mehr geöffnet werden. Es liegen weltweit lediglich die Erfahrungen einer Behälteröffnung aus dem Jahr 1999 beim Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (INEEL) in den USA vor /INE 01/.

Die wesentlichen Bedingungen, die einen denkbaren Einfluss auf die langfristigen Änderungen der Werkstoffeigenschaften und der Abmessungen des Tragkorbes haben können, sind:

- die Temperaturverhältnisse,
- das Strahlungsfeld,
- die verfügbare Restfeuchte,
- Druck- und Zugbeanspruchungen,
- Korrosion.

Durch erhöhte Temperaturen kann es zur Materialverformung bis hin zu Rissen in Schweißnähten kommen. Hierfür sind besonders diejenigen verschweißten Teile des Tragkorbs anfällig, die aus verschiedenen Materialien mit jeweils unterschiedlichen thermischen Ausdehnungskoeffizienten bestehen. Beim Verschweißen von Materialien unterschiedlicher Zusammensetzung, und damit unterschiedlichem thermischem Material- und Schweißverhalten, können Schwachstellen resultieren, die bei langfristiger mechanischer Beanspruchung bevorzugt zur Rissbildung neigen. Eine Verformung, die nicht bis zur Rissbildung führt, ist durch Druck- oder Zugbeanspruchung in Kombination mit hohen Temperaturen unter den im Behälterinnern gegebenen Bedingungen möglich.

Für die Veränderung der Werkstoffeigenschaften der Einbauten durch Strahlung sind das Strahlungsfeld der Brennelemente (Gamma- und Neutronenstrahlung) und die Crud-Partikel zu nennen. Während die Gamma-Bestrahlung überwiegend durch die Betrachtung der Einwirkung der Wärmeerzeugung abgedeckt ist, verändert die Neutronenbestrahlung das Metallgefüge. Da die Neutronenzahl durch radioaktiven Zerfall im Laufe der Lagerzeit tendenziell abnimmt, ist die Einwirkung begrenzt. Das Strahlungsfeld wirkt dabei auf die Einbauten annähernd gleichmäßig ein. Die Einwirkung durch auf den Einbauten abgelagerten Crud erfolgt hingegen lokal konzentriert. Crud sind hoch aktivierte Fremdkörper und Metallpartikelabrieb, die auf der Oberfläche der Brennstäbe haften und sich z. B. bei Erschütterungen bei Beladung und Transport ablösen und als hochradioaktive Partikel auf Behälterinnenflächen wie den Tragkörben ablagern. Diese Partikel führen lokal zu intensiver Bestrahlung der Oberfläche und tragen zu lokalen Korrosionserscheinungen an der Oberfläche bei. Die erhöhte Einwirkung kann zu lokaler Lochkorrosion Anlass geben.

Bei der Korrosion sind ferner Einwirkungen durch Feuchtigkeit, Luft, saure Gase, Spurenbestandteile im Material und in der Umgebungsluft (z. B. Salze), elektrochemische

Effekte und chemische Zersetzungsprodukte zu berücksichtigen. Das verfügbare Reaktionsinventar ist durch die Trocknung des Innenraums und durch das Befüllen mit Schutzgas bei der Beladung begrenzt. Die Korrosion des Tragkorbs ist aufgrund der begrenzt verfügbaren Reaktionsinventare nur von beschränktem Umfang, kann aber auch nicht vollständig ausgeschlossen werden. Der Tragkorb ist für entsprechende Inspektionen nur zugänglich, wenn Behälter unter entsprechender Abschirmung und unter weiteren Vorsichtsmaßnahmen

- geöffnet werden
- ihr Inhalt entladen und
- mit geeigneten technischen Hilfsmitteln (fernbedienbare und gegen das Strahlungsfeld gehärtete Kameras) visueller Inspektion zugänglich gemacht wird.

Mögliche Alterungseffekte bei Tragkörben und anderen Einbauten sind folglich:

- Korrosion der Oberflächen (flächig und lokal);
- spontane oder thermisch induzierte Risse an Schweißnähten;
- metallurgische Veränderungen an Kontaktflächen (u. a. auch Schweißnähte) zwischen Behältermetall und Edelstahl, zwischen Edelstahl und boriiertem Edelstahl und zwischen Edelstahl und Strukturmaterialien der Brennelemente, die zu Materialschwäche und Schweißnahtrissen führen können;
- Risse bzw. Brüche der Schweißnähte durch mechanische Einwirkungen (mögliche Folge: keine stabile Positionierung der Brennelemente beim Transport des Behälters, Brennelemente könnten dadurch beim Transport beschädigt werden, Probleme bei der Entladung);
- Deformierung der Tragkörbe (Folge könnte sein, dass die Brennelemente nicht oder nur schwer entladen werden können).

### **3.2.2.4 Empfehlungen für das Alterungsmanagement bei Brennelement-Tragkörben**

Wesentlich für die Brennelementtragkörbe ist die Verifikation derjenigen Werkstoffeigenschaften, die für die Gewährleistung der Sicherheit relevant sind. Sie dürfen langfristig keinen Veränderungen unterliegen, die zu einem Verlust der Stabilität bzw. Abschirmung und Wärmeleitung führen können. Ferner muss sichergestellt sein, dass die Brennelemente ohne größere Schäden wieder dem Tragkorb entnommen werden können, damit alle Optionen der Konditionierungs- und Einlagerungstechnik im Endlager offengehalten werden können.

Für die Tragkörbe wird bisher angenommen, dass durch die entsprechende Materialwahl, durch deren Auslegung, durch das weitgehende Vermeiden von Restfeuchte bei der Behälterbeladung und durch das Befüllen mit Helium nennenswerte Korrosion ausgeschlossen werden kann. Dies ist plausibel, gründet sich aber bislang nur auf Erfahrungen mit den Werkstoffen und deren Eigenschaften im Rahmen deren Verwendung in anderen Anwendungsbereichen, der Auslegung, der Beladung und fußt auf mechanischen Betrachtungen. Im Zusammenhang mit der langfristigen Zwischenlagerung ist deren Langzeitverhalten und Auslegung als nicht verifiziert einzustufen. Die Verifikation im Sinne der Beweissicherung könnte nur erfolgen, wenn Behälter von Zeit zu Zeit stichprobenartig geöffnet und die Behältereinbauten gezielt auch auf Alterungshinweise untersucht würden.

Für die Tragkörbe wird bisher weiter angenommen, dass sie die im Inneren der Behälter herrschenden Temperaturen, die Strahlung und die mechanischen Belastungen ohne nennenswerte Einbußen ihrer sicherheitstechnischen Funktionen während der Lagerzeit von 40 Jahren bestehen. Auch dies ist bisher nicht verifiziert einzustufen. Im Jahr 1999 wurde bei der Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (INEEL) ein CASTOR V/21 geöffnet und untersucht, der seit 1985 mit abgebrannten Brennelementen beladen war [INE 01]. Bei der Inspektion des Tragkorbs mittels Bleistiftkamera wurden insbesondere das Vorhandensein von Korrosion, der Zustand der Schweißnähte, die Verbindungen zwischen Edelstahl und boriiertem Edelstahl und die Kontaktpunkte zwischen Edelstahlstrukturen und anderen Metallstrukturen untersucht. Da die Einbauten dabei nicht herausgenommen wurden, konnten diese nur soweit inspiziert werden, als Oberflächen und Schweißnähte für die Kamera zugänglich waren. Es wurden gerissene Schweißnähte festgestellt, bei denen aber unklar blieb, ob sie durch früher durchgeführte thermische Experimente ausgelöst wurden oder nicht. Ver-

gleiche mit dem Zustand der Schweißnähte oder der Oberflächen zum Zeitpunkt des Behälterverschlusses wurden in /INE 01/ nicht angestellt. Außerdem fand man geringe Oxid-Schichten auf der Oberfläche des Tragkorbs, aber keine flächenhafte Korrosion. Prognosen darüber, welche Alterungserscheinungen in 40 Jahren am Tragkorb aufgrund der erzielten Untersuchungsergebnisse zu erwarten wären, wurden bei /INE 01/ ebenfalls nicht angestellt.

Der eingesetzte Tragkorb war eine Sonderanfertigung, der in direktem Kontakt mit dem Behälterschacht eingebaut wurde, da Lanzen für thermische Messungen eingelassen werden mussten. Durch Aufheizexperimente kam es zu erhöhten thermischen Spannungen, die Rissbildungen in acht Positionen an Schweißnähten im Tragkorb bewirkten. Aus den Beobachtungen ist gefolgert worden, unnötige Schweißnähte wegzulassen und den Korb mit ausreichendem Spiel einzubauen.

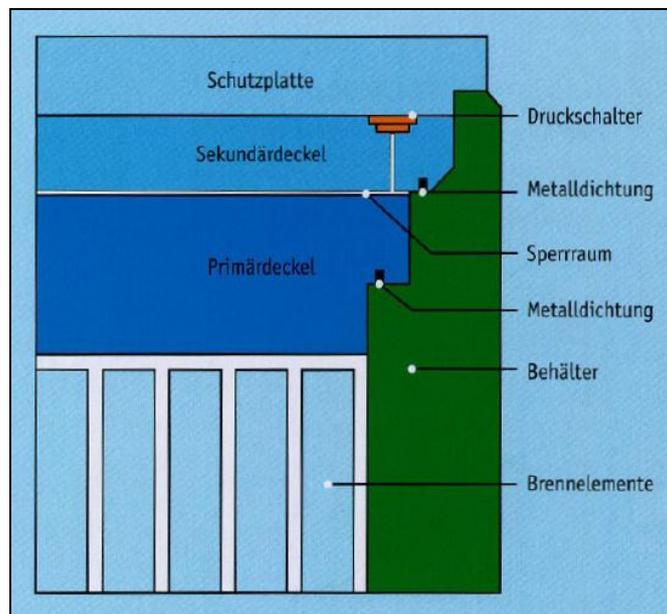
Die Ergebnisse der Untersuchungen bei /INE 01/ können nicht im selben Maßstab auf deutsche Verhältnisse übertragen werden. Die Annahme, dass sich der Tragkorb eines beladenen Behälters in der Lagerzeit von 40 Jahren nicht signifikant verändert und seine sicherheitstechnischen Funktionen uneingeschränkt erfüllt, ist daher exemplarisch zu verifizieren.

### **3.2.2.5 Doppeldeckeldichtsystem**

Bei dem Behälter-Zwischenlagerkonzept wird davon ausgegangen, dass die Radioaktivität sicher im Behälter eingeschlossen bleibt. Der gasdichte Einschluss des radioaktiven Inventars in den CASTOR-Behältern wird durch ein Doppeldeckeldichtsystem gewährleistet. Es besteht aus zwei übereinander liegenden Deckeln (Primär- und Sekundärdeckel), die mit ringförmigen Federkern-Metalldichtungen gegen den Behälterkörper abgedichtet sind. Darüber befindet sich eine Schutzplatte, um äußere Einflüsse – wie z. B. Feuchtigkeit und Staub – fernzuhalten (Abbildung 3-26).

Während des Zeitraums der Zwischenlagerung bildet dieses Deckelsystem eine doppelte Barriere. Der Sperrraum zwischen Primär- und Sekundärdeckel ist mit Heliumgas gefüllt, das unter einem Überdruck von 6 bar steht. Der Sperrraum wird über einen Druckschalter überwacht, der an ein Behälterüberwachungssystem angeschlossen ist. Bei einem Druckabfall im Sperrraum infolge nachlassender Dichtwirkung der Primär- oder der Sekundärdeckeldichtung löst das Druckschalterüberwachungssystem ein

Alarmsignal aus. Für diesen Fall sieht ein Reparaturkonzept entweder den Austausch der Dichtung des äußeren Deckels oder das Aufschweißen eines dritten Deckels vor.

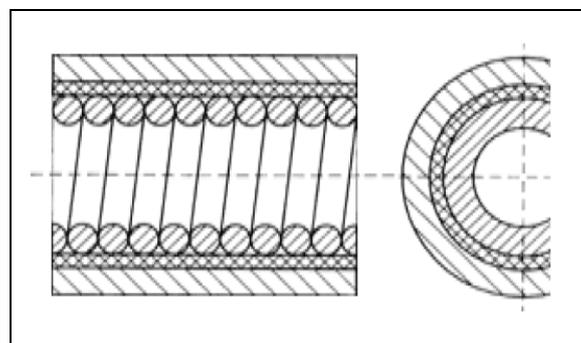


**Abbildung 3-26:** Schematischer Aufbau des Doppeldeckel-Dichtsystems eines CASTOR-Behälters /WEI 03/

### 3.2.2.6 Spezifikation der Behälter-Dichtungen

Bei der Lagerung werden an die dichte Umschließung des radioaktiven Inventars hohe Anforderungen gestellt. So wird für die Umschließung nach der Behälterbeladung eine Standard-Helium-Leckagerate von höchstens  $1 \cdot 10^{-8} \text{ Pa} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{s}^{-1}$  gefordert. Die spezifizierte Leckagerate gilt als Qualitätskriterium, welches nach der Behälterbeladung herangezogen wird, um auf der Basis von Helium-Leckagemessungen die Güte des Behälterdichtungssystems zu bewerten /BAM 08/. Die spezifizierte Leckagerate liegt um mehrere Größenordnungen unter den Werten, die sich aus radiologischen Überlegungen oder aus der langfristigen Erhaltung der Druckstaffelung (Behälterinneres – Zwischenraum zwischen Primär- und Sekundärdeckel – Luft) zum Zweck der Dichtheitsüberwachung ergäben. Damit scheidet Elastomerdichtungen aus, da sie – aufgrund ihrer Permeationseigenschaften – eine höhere Leckagerate aufweisen und zudem die Langzeitstabilität über 40 Jahre nicht gewährleisten können. Bedingt durch die Anforderungen an die verkehrsrechtliche Zulassung (Transporte, Falltests) der Behälter scheidet auch starre Metalldichtungen wie z. B. Schneidringdichtungen aus.

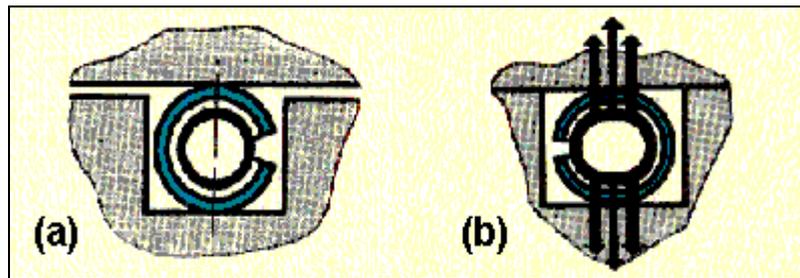
Für die CASTOR-Behälter werden deshalb federelastische Metaldichtungen vom Typ Helicoflex HN200 eingesetzt, die sowohl die flexiblen Eigenschaften von Elastomeren als auch die Edelgasundurchlässigkeit und die Langzeitbeständigkeit von Metallen in sich vereinen. Die Dichtung ist aufgebaut aus einer ringförmigen Spiralfeder (aus Edelstahl oder einer Nickelbasislegierung), über die ein Edelstahlmantel gelegt ist, der seinerseits wiederum vom eigentlichen Dichtungsmantel umhüllt ist (Abbildung 3-27). Der Dichtungsmantel besteht aus Aluminium oder – alternativ – aus Silber. Für den Transport flüssiger hochradioaktiver Stoffe (HAWC) wurden Mitte der 1980er Jahre auch Gold und Edelstahl getestet. Da die Transportbehälter für HAWC jedoch nie zum Einsatz kamen, spielen diese Materialien derzeit keine Rolle mehr.



**Abbildung 3-27:** Schematischer Aufbau einer federelastischen Metaldichtung vom Typ Helicoflex HN200

Die Spiralfeder hat eine zweifache Funktion: Sie sorgt einerseits dafür, dass die notwendige Anpresskraft aufgebracht wird, um die geforderte Dichtheit zu erreichen; sie gewährleistet andererseits, dass die Dichtung ihre elastischen Eigenschaften dauerhaft erhält und somit Bewegungen der Dichtflächen gegeneinander in gewissen Grenzen ausgleichen kann, wobei der Anpressdruck auf die Dichtflächen konstant bleibt. Die eingesetzten Aluminium- und Silberdichtungen werden – je nach Größe – jeweils um ca. 0,9-1,2 mm verpresst, wobei pro mm Dichtungslänge Presskräfte von 200-350 N (Aluminium) bzw. 300-650 N (Silber) aufgebracht werden müssen /HEU 03/. Die Wandstärke des Aluminiums der nicht verpressten Dichtung beträgt 0,5 mm.

Die schematische Darstellung einer Behälterdichtung vor und nach der Verpressung (Abbildung 3-28) zeigt, dass die Dichtung nur oben und unten an den Dichtflächen anliegt. Die Dichtung darf auch nach dem Verpressen nicht an den radialen Flanken anliegen, da dies die für die Dichtheit erforderliche Verformung behindern würde.



**Abbildung 3-28:** Schematische Darstellung der federelastischen Metaldichtung eines CASTOR-Behälters (a) vor und (b) nach dem Verpressen

Die spezifikationsgerechte Dichtheit der Behälter wird konstruktionsgemäß ausschließlich durch die plastische Verformung der Aluminium- oder Silberschicht des Dichtungsmantels bewirkt. Auf der Flanschseite (Behältergrundkörper) verpresst sich die äußere Ummantelung mit dem galvanisch abgeschiedenen Nickel, das den Behältergrundkörper vor Korrosion schützen soll. Auf der Deckelseite steht das Aluminium der Dichtung in Kontakt mit dem Werkstoff des Primärdeckels. Dabei handelt es sich um hochlegierten, nichtrostenden Stahl.

Bei der spezifikationsgerechten Herstellung eines lagerfertig beladenen CASTOR-Behälters wird nach der Beladung mit Brennelementen unter Wasser der Primärdeckel eingesetzt. Zuvor wird der Primärdeckel auf seiner Unterseite mit der Metaldichtung versehen. Konzentrisch zur Metaldichtung ist eine Elastomerdichtung vorhanden.

Die geforderte maximal zulässige Leckrate von  $1 \cdot 10^{-8} \text{ Pa} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{s}^{-1}$  wird am verschlossenen Behälter durch Messung überprüft und ist ein Kriterium dafür, dass die Dichtung spezifikationsgerecht installiert wurde.

Der für den Zeitraum der Zwischenlagerung zu betrachtende Temperaturbereich an den Dichtungsflächen liegt zwischen Umgebungstemperatur und Siedetemperatur des Wassers. Die während der Lagerung über 40 Jahre maximal auftretende Temperatur liegt im Bereich von  $100^\circ\text{C}$ .

Das im Behälter ggf. zurückbleibende Restwasser stammt aus dem Brennelement-Lagerbecken. Dabei handelt es sich um deionisiertes, mit Borsäure angereichertes Wasser. Der pH-Wert der vorhandenen Wassereinschlüsse liegt zu Beginn der Einlagerung nach der Beladung im sauren Bereich zwischen 4,5 und 5,5.

### 3.3 Überwachung der Dichtheit

Die Einhaltung der Schutzziele bei der Lagerung von abgebrannten Brennelementen und hochradioaktiven Abfällen in Behältern basiert auf dem sicheren Einschluss der radioaktiven Stoffe in diesen Behältern. Neben dem Behälterkörper selbst sind dafür die Verschlüsse des Behälters von zentraler Bedeutung. Aufgrund der Auslegung der Verschlüsse ist deren Versagen über eine genehmigte Lagerdauer von 40 Jahren nicht zu erwarten. Da aber nicht vollständig ausgeschlossen werden kann, dass Verschlüsse undicht werden könnten, bedarf der Nachweis für die dauerhafte Wirksamkeit des Behälterverschlusses einer Überwachung. Da das Deckelsystem als Doppelbarriere ausgelegt ist, ist das Ziel der Überwachung die Verifikation, dass keiner der beiden Deckel seine Dichtheit eingebüßt hat und dass eine vorgegebene Leckagerate des Verschlussystems nicht überschritten wird. Für den Fall, dass eine Barriere versagt, muss das entsprechende Reparaturkonzept das Zwei-Barrieren-Prinzip wieder herstellen. Im Reparaturfall kann eine metallische Dichtung durch eine Schweißnaht ersetzt werden. Aufgrund der Qualifizierung des Schweißverfahrens gilt dann ein Nachlassen der Behälterdichtheit für die Lagerzeit als ausgeschlossen. Auf eine Überwachung der Dichtheitsfunktion kann dann verzichtet werden /RSK 01/.

Zum Zwecke des Korrosionsschutzes und zur Gewährleistung der Dichtheit ist in den Annahmebestimmungen der Zwischenlager das Unterschreiten einer bestimmten Restfeuchte im Behälterinnenraum, im Dichtungszwischenraum sowie im Sperrraum als Voraussetzung für die Einlagerung vorgeschrieben. Diese Restfeuchte liegt, abhängig vom Behältertyp, in der Größenordnung von 1-10 g/m<sup>3</sup>. Das bedeutet für Dichtungszwischenraum und Sperrraum eine zulässige Wassermenge von deutlich unter 1 g. Um die Feuchtigkeit im Deckelbereich langfristig zu begrenzen, sind beim Verschließen der Transport- und Lagerbehälter geeignete Maßnahmen zur Entwässerung und Trocknung vorgesehen.

Für das System der Dichtheitsüberwachung sind die Teilsysteme

- Druckschalter,
- Signalleitungen,
- Signalverarbeitung,
- Stromversorgung

zu berücksichtigen. Die drei letztgenannten Teilsysteme werden vielfach auch in anderen technischen Anlagen eingesetzt, aus denen Erkenntnisse bezüglich des Langzeitverhaltens und der notwendigen Überwachungsmaßnahmen ableitbar sind. Im Unterschied dazu ist der Druckschalter eine spezifische Sicherheitskomponente im Konzept der trockenen Zwischenlagerung. Der Einsatz von Druckschaltern bietet gegenüber Druckmessgeräten mit kontinuierlicher Druckanzeige einen höheren Grad an technischer Sicherheit. Grund dafür ist die Tatsache, dass der Druckschalter – der Teil des Sekundärdeckels ist – nur aus metallischen und metallisch geschweißten Bauteilen besteht. Die Langzeitbeständigkeit des Druckschalters ist damit für den vorgesehenen Aufbewahrungszeitraum von 40 Jahren gesichert.

Die Überprüfung des Doppelbarrierensystems der CASTOR-Behälter durch die BAM hat ergeben, dass ein systematisches Versagen der Dichtungsbarriere bei einer Vielzahl von Behältern nicht zu erwarten ist. Für ein nicht auszuschließendes Einzelversagen einer Dichtung – z. B. durch Handhabungs- oder Materialfehler – übernimmt die zweite Dichtung die vollständige Dichtwirkung. Zusätzlich wird in einem solchen Fall entsprechend dem genehmigten Reparaturkonzept verfahren, um das doppelte Dichtsystem wiederherzustellen, ohne den Behälter zu öffnen. Gegebenenfalls wird der Behälter zum Zwecke der Reparatur in eine geeignete kerntechnische Anlage verbracht. Aus sicherheitstechnischer Sicht ist daher eine heiße Zelle zur Reparatur des Deckeldichtungssystems nicht erforderlich.

### **3.3.1 Sicherheitstechnische Einordnung des Dichtheitsüberwachungssystems**

Für das System der Dichtheitsüberwachung fordert die Leitlinie der RSK:

*„Bei Brennelementbehältern mit Doppeldeckeldichtsystemen ist die Dichtfunktion ständig zu überwachen. Es ist ein Überwachungssystem einzusetzen, das nach Eintritt einer Fehlfunktion eines der beiden Dichtsysteme des Behälters Meldungen an einer zentralen Stelle auslöst. Das Überwachungssystem muss die Identifizierung des betroffenen Behälters erlauben. Der Auslegung des Systems sind die Umgebungsbedingungen im Lager zugrunde zu legen. Eine Selbstüberwachung der Meldelinien auf systeminterne Störungen sowie ein selbstmeldendes System bei Ausfall von Einzelkomponenten müssen gegeben sein.“ /RSK 01/*

Da aufgrund der Konstruktion der Verschlüsse davon ausgegangen werden kann, dass sich Undichtigkeiten im Verschlussystem nicht schlagartig herausbilden, ist eine zeitlich lückenlose, kontinuierliche Überwachung nicht erforderlich. Da sich einmal aufge-

treten Undichtigkeiten ebenso wenig wieder rasch und vollständig verschließen, ist eine Entdeckung zeitlich begrenzter Ereignisse („Peaks“) ebenfalls keine auf das Überwachungssystem zutreffende sicherheitstechnische Anforderung. Es reicht zur Verifikation aus, wenn die Überwachung der Dichtheit nach vorübergehenden Unterbrechungen (z. B. nach einer Bewegung des Behälters innerhalb des Lagers, nach einem Ausfall der elektrischen Anschlussleitung) zügig wieder aufgenommen wird.

Die Dichtheit der in einem Zwischenlager eingelagerten Abfallbehälter wird ab dem Zeitpunkt der Einlagerung bis zur Auslagerung in diesem Sinne permanent überwacht. Entsprechend den oben genannten Bedingungen sind zeitlich begrenzte Unterbrechungen der Überwachung bei einzelnen oder der Gesamtheit der gelagerten Behälter zulässig, z. B. bei Wartungsarbeiten an einzelnen Behältern oder am Überwachungssystem selbst. Spricht die Dichtheitsüberwachung an, ist zu unterscheiden, ob die Ursache des Ansprechens die Selbstüberwachung ist oder ob eine Undichtigkeit des Primär- oder Sekundärdeckels vorliegt. Ist das Letztere der Fall, kämen als Konsequenz vorliegende Reparaturkonzepte zum Einsatz. Außerdem dient die Dichtheitsüberwachung der Beweissicherung.

Die Überwachung der Dichtheit trägt zum Erreichen des eigentlichen Schutzziels, des sicheren Einschlusses der radioaktiven Stoffe, selbst nicht bei. Insofern ist sie kein direkt sicherheitsrelevantes SSC. Sie dient aber zur frühzeitigen Erkennung, ob eine der beiden Doppelbarrieren degradiert ist. Würde die Erkennung dauerhaft (über Monate oder Jahre) ausfallen, ist diese Verifikation nicht mehr gegeben. In diesem Fall ließe sich dann nicht mehr ausschließen, dass mit fortschreitender Lagerzeit auch die zweite Barriere degradiert und eine Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Behälter erfolgt. Ausfälle der Dichtheitsüberwachung über längere Zeiträume oder unerkannte Ausfälle der Dichtheitsüberwachung sind daher als indirekt sicherheitsrelevant einzustufen. Die Überwachung der Dichtheit ist daher indirekt als ein „SSC important for safety“ zu betrachten.

### **3.3.2 Funktionsprinzip der Dichtheitsüberwachung**

Die Dichtheitsüberwachung in einem Zwischenlager besteht aus folgenden Teilsystemen:

- dem am Lagerbehälter angebrachten Messaufnehmer bzw. Schalter,

- der Signalfortleitung,
- der Signalauswertung, -überwachung und -dokumentation.

Die Komponenten der Dichtheitsüberwachung des Lagerbehälters sind mit der Konstruktion des Behälters eng verzahnt. So ist beim CASTOR-Behälter, der hier im Wesentlichen betrachtet wird, die messtechnische Komponente, der Druckschalter, in das Doppeldeckeldichtsystem eingelassen. In Abbildung 3-29 ist der Aufbau im Detail dargestellt.

Das Behälterüberwachungssystem besteht aus dem Druckschalter, den Leitungsverbindungen und Schaltstellen sowie der Auswerteeinheit. Der Druckschalter befindet sich im Sekundärdeckel des Doppeldeckeldichtsystems bzw. im Reparaturfall im Füge- deckel. Der Sperrraum zwischen Primär- und Sekundärdeckel des CASTOR-Behälters ist mit Heliumgas gefüllt, das unter einem Überdruck von 0,6 MPa (6 bar) steht.

Der Druckschalter öffnet sich, wenn der Überdruck im Sperrraum zwischen den beiden Deckeln unter das Niveau des Drucks im Referenzraum fällt und löst damit ein Signal aus. Die Störmeldeleitung verbindet über Anschlussstecker den Druckschalter mit dem Steckverteilerkasten. Im Steckverteilerkasten in der Lagerhalle werden die Störmeldeleitung und die Störmeldeverbindungsleitung des jeweiligen Behälters miteinander verbunden. Die Störmeldeverbindungsleitung ist als Sammelkabel für je acht Störmeldeleitungen vorgesehen und wird über ein Pritschensystem bis an den Trennverteiler im Raum der Anlagensicherung geführt. An der Anzeigentafel können Stör- und Zustandsmeldungen abgelesen werden. Alle Meldungen werden über einen Meldedru- cker protokolliert.

Das Behälterüberwachungssystem wird über das Normalstromnetz versorgt. Bei Aus- fall erfolgt die Versorgung per Ersatzstromdiesel.

Auf die einzelnen Systemeinheiten des Behälterüberwachungssystems wird in den fol- genden Unterkapiteln mit Blick auf Langzeitsicherheitsaspekte weiter eingegangen.

### 3.3.3 Behälterseitige Komponenten der Dichtheitsüberwachung

#### 3.3.3.1 Druckschalter im Sekundär- oder Fügedeckel

##### 3.3.3.1.1 Aufbau und Funktionsweise

Der Sperrraum zwischen den beiden Behälterdeckeln wird mit Helium auf einen Druck von 0,6 MPa gefüllt. Der Druckschalter befindet sich in einer Einbauöffnung des Sekundärdeckels (siehe Abbildung 3-29). Er besteht aus zwei Kontaktgebern mit potentielfreien Kontakten, dem Hauptschalter und dem Referenzschalter. Die Membran des Hauptschalters ist mit dem Sperrraum verbunden. Die Membran des Referenzschalters überwacht den Druck im Referenzraum zwischen Hauptschaltermembran und Referenzraummembran, der herstellerseitig bereits auf 0,3 MPa eingestellt wurde.

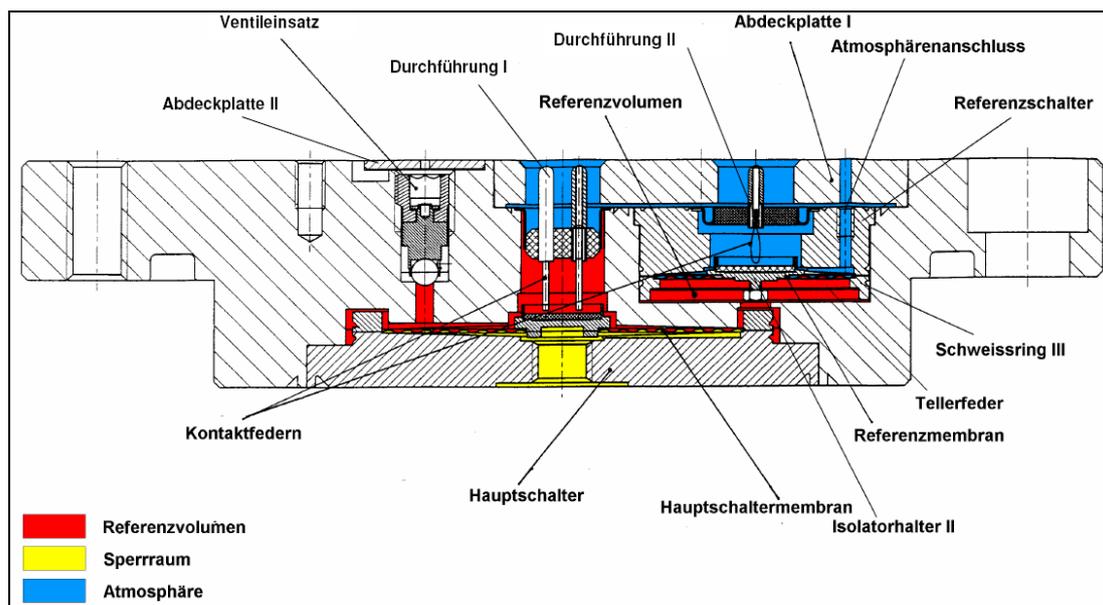


Abbildung 3-29: Detailaufbau des Druckschalters /HOF 09/

Sinkt nun im Sperrraum der Druck unter den Referenzraumdruck entweder durch eine Undichtigkeit der Behälterdeckel oder durch einen Defekt der Hauptschaltermembran, wird durch Öffnen des Hauptschalters das Störsignal „Sperrraumdruck tief“ gegeben. Sinkt im Referenzraum der Druck unter den umgebenden Druck der Atmosphäre, öffnet sich der Referenzraumschalter und das Störsignal „Referenzraumdruck tief“ wird gegeben.

Im Falle einer Störungsmeldung wird nach /EON 01/ zunächst die Dichtung des Sekundärdeckels einer Dichtheitsprüfung unterzogen. Ergeben sich keine Undichtigkeiten, wird der Druckschalter einer Funktionsprüfung unterzogen.

Aus den Genehmigungen für die Zwischenlager lassen sich nur wenige Vorgaben für die Spezifikation der Druckschalter ableiten. Es soll sich um einen mechanischen Druckschalter handeln. Nach Einbau des Druckschalters sind seine Fertigungsdokumentation und Abnahmeprüfzeugnisse dem Ablaufplan der Behältereinlagerung beizufügen /BFS 03b/.

Nach den bisherigen Erkenntnissen arbeiten Druckschalter überwiegend zuverlässig. Es kam aber bereits mehrfach zu Ausfällen überwiegend durch Lecks oder Beschädigungen der Kontakte /HOF 09/. Die Ursachen waren bisher meist Qualitätsmängel bei der Fertigung. Prinzipiell muss also über die Nutzungsdauer mit einem Ausfall gerechnet werden.

Wie dargestellt, sind die Druckschalter mit einer Eigenüberwachung ausgestattet, die nach bisherigen Erkenntnissen immer funktioniert hat.

Zur Qualitätssicherung wird jährlich im Beisein eines unabhängigen Gutachters eine Funktionsprüfung an den Druckschaltern durchgeführt. Zudem fordern die Genehmigungen (z. B. /BFS 03a/) nach 10 Jahren den Ausbau und die Prüfung eines Druckschalters aus der ersten Einlagerungskampagne. Die Ergebnisse dieser Untersuchung sollen allen Zwischenlagerbetreibern und der Aufsichtsbehörde zugänglich gemacht werden. Aus der Genehmigung geht nicht hervor, ob diese Untersuchung nach weiteren 10 Jahren wiederholt werden sollte.

#### **3.3.3.1.2 Alterung**

Das Auswechseln des Druckschalters kann vor Ort im Wartungsbereich des Zwischenlagers erfolgen. Um keine Lücken in der Beweissicherung entstehen zu lassen, muss dies kurzfristig erfolgen. Entsprechend sollten einige Druckschalter vor Ort gelagert werden. Druckschalter sind daher als austauschbare Komponenten einzuordnen.

Dass neben Fertigungsfehlern und äußeren Einwirkungen (z. B. Blitzschlag) auch Alterungseffekte zu Ausfällen beitragen, ist zu erwarten.

Tabelle 3-8 stellt denkbare Langzeit- und Alterungseffekte zusammen, die den Druckschalter betreffen könnten. Sie ist aufgliedert nach möglichen Schädigungseinflüssen und den daraus resultierenden Wirkmechanismen. Aus diesen werden mögliche Langzeit- und Alterungseffekte abgeleitet.

**Tabelle 3-8:** Mögliche Langzeit- und Alterungseffekte an ausgewählten Teilkomponenten der Druckschalter

<b>Teilkomponente</b>	<b>Schädigungseinflüsse</b>	<b>Wirkmechanismen</b>
Kontaktfedern	Materialermüdung Verformung Korrosion Abrieb Festbacken	Mechanische Beanspruchungen Mechanische Einwirkungen Metallchemische Einwirkungen Mechanische Beanspruchungen Elektrische Belastungen
Membranen	Materialermüdung Korrosion Verformung Dickenveränderungen	Mechanische Beanspruchungen Chemische Einwirkungen Mechanische Beanspruchungen Mechanische Beanspruchungen
Durchführungen	Bruch Materialermüdung Korrosion	Mechanische Beanspruchungen Mechanische Beanspruchungen Chemische Einwirkungen

Derzeit liegen keine Erkenntnisse vor, ob mit höheren Ausfallraten von Druckschaltern mit zunehmendem Alter gerechnet werden muss. Prinzipiell ist dies aber nicht auszuschließen. Entsprechend sind regelmäßige Funktionsprüfungen z. B. im Rahmen der Wiederkehrenden Prüfungen sowie weitergehende Prüfungen unbedingt erforderlich. Die Ergebnisdokumentation sollte auch eine altersabhängige Auswertung beinhalten. Mit der Funktionsprüfung muss zudem sichergestellt werden, dass kein Ausfall der Eigenüberwachung des Druckschalters vorliegt. Wenn ein Druckschalter über einen längeren Zeitraum einen unentdeckten Defekt aufweist, kann für diesen Zeitraum die Dichtheit des Behälters nicht nachgewiesen werden.

Für herkömmliche Druckschalter und ihren Einsatz in industriellen Bereichen wird eine bestimmte Lebensdauer angegeben. Diese ist in aller Regel abhängig von der Anzahl der Schaltzyklen, den Druckspitzenwerten, den Temperatureinflüssen und der elektrischen Schaltleistung. Je nach Art des Einsatzes kann dann ein Zeitpunkt festgelegt werden, zu dem ein vorsorglicher Austausch erfolgt. Bei der Zwischenlagerung unterliegen die Druckschalter

- überwiegend statischen Druck- und Temperaturbedingungen, d. h. entsprechend niedrigen mechanischen und thermomechanischen Wechselbelastungen,

- praktisch keinen Schaltwechseln, da im Dauerbetrieb die Kontakte dauerhaft geschlossen sind,
- nur geringen elektrischen Schaltleistungen mit niedrigen Strömen.

Das bedeutet, dass im Gegensatz zu herkömmlichen Druckschaltern mechanische Wechselbeanspruchungen von geringer Bedeutung für deren Alterungsverhalten sind. Dennoch muss von einer begrenzten Lebensdauer ausgegangen werden. Nach derzeitigen Erkenntnissen gibt es aber keine Empfehlung für einen vorsorglichen Austausch des Druckschalters nach einer bestimmten Einsatzzeit.

### **3.3.3.1.3 Alterung und Austauschfähigkeit**

Da Druckschalter austauschbare Komponenten sind, ist im Hinblick auf die Alterung zu überprüfen, ob dieser Austausch auch langfristig erfolgen kann (Austauschfähigkeit). Auf die kurzfristig erforderliche Austauschfähigkeit wurde bereits oben hingewiesen.

Bezüglich der langfristigen Verfügbarkeit von Druckschaltern ist zu beachten, dass es sich um ein komplex aufgebautes System handelt, zu dessen Herstellung

- besondere Materialien (z. B. Kontaktfedern, Membrane),
- spezielle Herstellungsverfahren (überwiegend fein- und feinstmechanische Arbeitsgänge),
- umfangreiche Erfahrung (z. B. zur Vermeidung von Qualitätsmängeln, aus der Analyse von Ausfällen resultierende Spezialkenntnisse zu Materialauswahl und zur Gestaltung einzelner Fertigungsschritte)

erforderlich sind. Das Produkt kommt ausschließlich bei Lagerbehältern dieser Art zum Einsatz, verwandte Anwendungen mit vergleichbaren Anforderungen an die Qualität sind nicht bekannt. Es handelt sich daher um ein Sonderprodukt, das von einem einzigen spezialisierten Anbieter hergestellt wird. Alternativenanbieter für das Produkt sind unwahrscheinlich, da in Markthinsicht weder aus dem geringen Absatz noch aus dem begrenzten Abnehmerkreis für das Produkt eine attraktive Marktnische für weitere Anbieter resultieren würde. Die langfristige Versorgung mit entsprechenden Ersatzkomponenten ist daher in hohem Maße risikobehaftet.

Die Versorgung mit diesen Komponenten ist daher regelmäßig zu überprüfen; erforderlichenfalls sind bei erkennbaren Entwicklungen rechtzeitig Maßnahmen zur Sicherstellung der Versorgung einzuleiten. Da bei Ausfall des Anbieters eine Ersatzbeschaffung eines erheblichen Vorlaufs bedürfte, ist das Überprüfungsintervall hierfür auf dem Hintergrund alltäglicher Erfahrungen und dem Markt für feinmechanische Spezialprodukte deutlich kürzer als 5 Jahre anzusetzen. Die Überprüfung sollte die gesamte Vorkette mit umfassen, da ein einzelner Hersteller kaum den Großteil der notwendigen Vorprodukte und Herstellungsgänge abdeckt und damit verbundene Risiken ebenfalls frühzeitig erkannt werden müssen.

Eine sehr langfristig orientierte Lagerhaltung an geeigneten Druckschaltern muss berücksichtigen, dass diese in technischer Hinsicht bisher einem erheblichen Wandel unterlagen. Der Wandel wurde im Lichte der gesammelten Betriebserfahrungen durch die Vermeidung erkannter Qualitätsmängel und Verbesserungen bei der materialtechnischen Auslegung von Teilkomponenten ausgelöst. Man kann davon ausgehen, dass dieser Fortschritt durch die Auswertung weiterer Betriebs- sowie von Alterungserfahrungen auch künftig dieser Dynamik unterliegen wird. Damit sind der Langfristigkeit der Lagerhaltung Grenzen gesetzt.

Ferner ist zu berücksichtigen, dass auch die auf Lager gehaltenen Druckschalter einer regelmäßigen Überprüfung auf Funktionsfähigkeit und Alterungseffekte unterliegen müssen. Da diese unter gänzlich anderen Bedingungen gelagert werden und daher auch anders altern als die in Behältern eingebauten Exemplare, ist hierfür auch ein entsprechend spezifisch gestaltetes Überprüfungsprogramm erforderlich.

Abschließend ist zu beachten, dass sich in längerfristiger Hinsicht der Bedarf an diesen Komponenten und auch das Ausmaß notwendiger Lagerhaltung erheblich verändern könnten. Beispiele für solche äußere Änderungen mit großem Einfluss auf die Ersatzteilbeschaffung sind z. B. Laufzeitveränderungen der Reaktoren oder die Erkennung systematischer Ausfallursachen bei (Teil-)Komponenten. Treten solche Fälle ein, sind deren Auswirkungen auf die Versorgung neu zu überprüfen (anlassbezogene Überprüfung) und zu bewerten.

### **3.3.3.2 Druckaufnehmer**

#### **3.3.3.2.1 Aufbau und Funktionsweise**

Ein Druckaufnehmer oder Drucksensor misst im Gegensatz zum Druckschalter einen Druckabsolutwert (Analogwert), der an die Auswerteeinheit weitergeleitet wird. Dieser Analogwert kann als solcher gespeichert und ausgewertet werden sowie durch Vergleich mit entsprechenden Sollwerten in die oben dargestellten Signale umgesetzt werden.

Druckaufnehmer haben den Vorteil, dass auch Druckänderungen unterhalb der Schwelle von Druckschaltern noch messbar sind. Auf diese Weise können auch geringere Veränderungen der Dichtheitsperformance noch erfasst und beobachtet werden, wohingegen Druckschalter erst nach länger anhaltender „Undichtigkeit“ ansprechen würden. Allerdings sind der Messgenauigkeit über längere Zeiträume hinweg praktische Grenzen gesetzt.

Drucksensoren werden bisher in Deutschland nicht eingesetzt. Dementsprechend ist die Erfahrungsbasis bei ihrem langfristigen Einsatz bisher gering. Ihr Aufbau und die damit verbundenen Alterungseigenschaften sind hier nicht im Detail behandelt, weil ihr Einsatz in Deutschland bisher keine Rolle spielt.

### **3.3.4 Anschlussleitungen**

Die Auswerteeinheit für das Behälterüberwachungssystem ist räumlich vom Behälterlager abgetrennt und befindet sich meist in einem gesonderten Raum des Zwischenlagers. Behälter und Auswerteeinheit sind über Anschlussleitungen verbunden.

#### **3.3.4.1 Aufbau und Funktionsweise**

Die Anschlussleitungen sind behälterseitig als flexible Leitungen ausgeführt, um ein Anstecken und Entfernen der Steckverbindung zum Druckschalter zu ermöglichen. Die weitere Kabelführung erfolgt so, dass die Signalleitungen der einzelnen Druckschalter separat geführt sind und die Identifikation der auslösenden Signalquelle jederzeit möglich ist.

Die korrekte Funktion der Anschlussleitungen wird in der Auswerteeinheit kontinuierlich überwacht, Defekte (elektrische Unterbrechung, Kurzschluss) werden erkannt, lassen sich der konkreten Leitung zuordnen und können lokalisiert werden. Defekte der Anschlussleitungen führen zu entsprechenden Störungsmeldungen.

Die Leitungen sind räumlich zugänglich und austauschbar.

Aufgrund der kontinuierlichen Überwachung, der uneingeschränkten Austauschbarkeit und der Einbeziehung in die Meldelinie sind die Anschlussleitungen nicht als sicherheitsrelevante SSC einzuordnen, da ein Ausfall bemerkt und bereits nach kurzer Frist wieder behoben werden kann. Trotz dieser sicherheitstechnischen Einordnung sind die Anschlussleitungen für das Funktionieren des Gesamtsystems der Behälterüberwachung erforderlich und daher indirekt sicherheitsrelevant. Darüber hinaus erfordert der ordnungsgemäße Betrieb des Zwischenlagers, dass die Anschlussleitungen in einem guten technischen Zustand zu erhalten sind und systematische Ausfälle, z. B. durch Materialalterung oder technische Veralterung durch frühzeitigen vorsorglichen Austausch zu vermeiden sind.

#### **3.3.4.2 Alterung**

Einflüsse, die in Zeiträumen von 40 bzw. 100 Jahren zu Alterungseffekten bei Anschlussleitungen führen, sind z. B.

- Luftfeuchtigkeit: Korrosion frei liegender Metalloberflächen (an Kontakten, als Folge defekter Isolation, Unterkriechen der Kabelisolation, galvanische Effekte),
- Mechanische Beanspruchung: Abknicken flexibler Leitungen, Ermüdung von Kontakten etc.,
- Chemische Beanspruchung: chemische Zersetzung bei Kunststoffisolation (z. B. Brüchigwerden), Einwirkung saurer Umweltgase (z. B. Oberflächenkorrosion, Kontaktoxidation).

Da ohne ein Alterungsüberwachungsprogramm, das die Anschlussleitungen mit einbezieht, die Alterungsmechanismen erst dann erkannt werden, wenn das Auswertesystem einen Ausfall anzeigt, ist ein vorsorglicher Austausch auf zusätzliche Maßnahmen der Erkennung angewiesen. Aufgrund der guten Zugänglichkeit der Anschlussleitungen

ist eine regelmäßige visuelle Überprüfung der gesamten Verkabelung möglich und angemessen.

Wird ein Ausfall erkannt, ist neben der zügigen Reparatur eine entsprechend gründliche Überprüfung auf Ausfallursachen erforderlich, damit systematische Ausfälle vorbeugend vermieden werden können.

Bei Zeiträumen von 40 Jahren oder mehr ist auch zu betrachten, dass allgemein elektrotechnische und leittechnische Ausrüstung veraltet. Selbst wenn die genannten Alterungsmechanismen zu keiner Degradation führen sollten, entspricht eine veraltete Ausrüstung dann nicht mehr dem fortgeschrittenen Stand der Technik und ist zu modernisieren. In regelmäßigen Abständen von z. B. 10 Jahren sind daher die Anschlussleitungen in dieser Hinsicht generell zu überprüfen und festzustellen, ob sofort oder im Laufe der folgenden Periode ein grundsätzlicher Austausch der gesamten Ausrüstung angemessen ist und angestoßen werden muss.

### **3.3.5 Auswerteeinheit**

Die Auswerteeinheit setzt das Signal des Druckschalters und Ausfälle der Anschlussleitung ggf. in eine Störmeldung um. Die Anzeige ermöglicht die rasche Identifizierung des Behälters bzw. der Anschlussleitung, die das Signal ausgelöst haben. Sie ist redundant ausgelegt.

Für die Auswerteeinheit gelten ähnliche Alterungsmechanismen, Erkennungseigenschaften und -maßnahmen für Alterungseffekte sowie ähnliche Maßnahmen zum vorbeugenden Austausch bei Alterung und Veralterung, wie sie für die Anschlussleitungen bereits dargestellt wurden. Die Einheit sollte daher ähnlichen Alterungsdiagnosen und -prüfungen unterworfen werden, wie oben für die Anschlussleitungen empfohlen.

### **3.3.6 Überwachung und Dokumentation**

Die Überwachung der Dichtheit dient zu folgenden Zwecken:

1. dem Nachweis der Dichtheit (Einhaltung der Sicherheitsanforderungen, Strahlenschutz etc.),

2. der kontinuierlichen Verifikation der der Auslegung der Behälter zugrunde liegenden Prinzipien und Annahmen (Beweissicherung),
3. der Erkennung von unerwarteten Defekten im Doppeldeckeldichtsystem (Erkennung zur Entscheidung über die Notwendigkeit von Reparaturmaßnahmen).

Die Auswertung und Speicherung der Signale muss daher in einer Weise erfolgen, welche die nötige Zuverlässigkeit zur Erfüllung dieser Zwecke erreicht. Da die Zwecke jederzeitigen Zugriff und zeitlich unbeschränkte Verfügbarkeit erfordern, ist die Auswertung und Dokumentation in kurz- und langfristiger Hinsicht zu betrachten.

Kapitel 3.3.6.1 erläutert zunächst den Aufbau und die Funktionsweise der Komponenten zur Signalüberwachung und Dokumentation.

### **3.3.6.1 Aufbau und Funktionsweise**

Die Überwachung und Dokumentation der ausgewerteten Signale erfolgt über folgende Komponenten:

- Anzeigetafel: Auf dieser ist visuell erkennbar, ob ein Messanschluss eines Behälters angeschlossen ist, ob Sperrdruck oder Referenzdruck als tief gemeldet sind, ob Systemstörungen wie
  - Kurzschluss oder Drahtbruch,
  - Gerätestörungen (z. B. Stromausfall, Druckerausfall) oder
  - Rechnerstörung

vorliegen. Die Anzeigetafel dient dem schnellen visuellen Überblick über den Anlagenstatus.

- Drucker: Änderungen der Zustände (Meldungen zum Behälterstatus, Störungsmeldungen) werden bei ihrem Eintreten auf einem Protokolldrucker ausgedruckt. Die Ausdrücke dokumentieren alle Änderungen auf Papier, sie werden archiviert.
- Rechner: Dieser dient dem gleichen Zweck, der Archivierung der Ereignisse. Er bedient ferner die nachgeschalteten Meldelinien (z. B. gegebenenfalls Generie-

rung der Signale auf der Warte benachbarter Kernkraftanlage, Alarmierung, ggf. Fernüberwachung).

### **3.3.6.2 Sicherheitstechnische Einstufung**

Alle verwendeten Komponenten sind austauschbar. Die RSK-Leitlinie /RSK 01/ fordert:

*„Der Betrieb der Anlage ist dahingehend zu überwachen, dass sicherheitstechnisch bedeutsame Störungen des Betriebes und Störfälle zuverlässig erkannt und die im Betriebshandbuch niedergelegten Gegenmaßnahmen ergriffen werden können. Störungsmeldungen sind zentral zu erfassen und zu dokumentieren.“*

Kurzzeitige Ausfälle (z. B. über wenige Stunden) bei einzelnen Komponenten haben aufgrund der verfügbaren Redundanz bzw. Diversität der Aufzeichnung keine Sicherheitsrelevanz. Mehrfachausfälle sowie die langfristige Nichtverfügbarkeit von Komponenten haben allerdings Folgen für die Beweissicherung. Die Komponenten sind daher so weitgehend wie möglich verfügbar zu halten.

Das Gesamtsystem der Überwachung und Dokumentation ist daher als indirekt sicherheitsrelevantes SSC einzustufen. Da alle Teilsysteme zur Zuverlässigkeit des Gesamtsystems beitragen, sind auch die Einzelkomponenten so zu behandeln, als ob die Zuverlässigkeit alleine von ihnen determiniert würde.

### **3.3.6.3 Alterung**

Alle Komponenten unterliegen der regelmäßigen Wartung und Überprüfung. Ihre Funktion ist leicht überprüfbar, Ausfälle sind erkennbar.

Sie sind ferner reparabel. Die Alterung begünstigende und beschleunigende Bedingungen (Temperatur, Strahlung, Staub, Erschütterung) liegen nicht vor. Bezüglich der Austauschbarkeit liegen folgende Bedingungen vor:

- Bei der Anzeigeeinheit handelt es sich um eine verschleißarme Komponente, die allerdings nicht standardisiert verfügbar ist. Ein Ersatz dieser Einheit bedarf eines zeitlichen Vorlaufs. Die notwendigen Bauteile, Fertigungsschritte und Anbieter sind auch langfristig zuverlässig verfügbar, da diesen keine besonderen oder außergewöhnlichen Ansprüche zugrunde liegen.

- Protokolldrucker unterliegen einem deutlichen Verschleiß und relativ kurzen Innovationszeiträumen. Die Dauerverfügbarkeit ist unproblematisch, allerdings ist bei Systemwechseln die Einpassung in das Gesamtsystem unter Umständen aufwändig und erfordert Sonderlösungen.
- Rechner weisen einen geringen Hardwareverschleiß auf. Sowohl die Hardware als auch Software und Betriebssysteme weisen jedoch relativ kurze Innovationszeiträume auf. Um diese auf dem jeweiligen Stand der Technik zu halten, ist ein regelmäßiger Austausch erforderlich (Hardware und Betriebssystem: < 5 Jahre, Software: < 10 Jahre).

Die verwendeten Komponenten sollten daher regelmäßig einer grundlegenden Überprüfung unterzogen werden, ob sie vorsorglich auszutauschen sind, ob die verfügbare Hard- und Software noch zum Gesamtsystem passt und ob in absehbaren Zeiträumen grundlegende Neugestaltungen angezeigt sind.

Von großer Bedeutung ist die Alterung der Dokumentations- und Archivierungssysteme. Diese sind in der Regel rechnergestützt. Rechner und Software, in diesem Falle extern, sind in vergleichsweise kurzen Zeiträumen überholt und müssen erneuert werden. Insbesondere die Software unterliegt dabei einer ausgeprägten Veraltung, da die Unterstützung älterer Formate bei Versionsübergängen grundsätzlich nicht gewährleistet ist. Formatkonvertierung und -prüfung müssen daher regelmäßig durchgeführt werden, da eine Unterlassung derselben über mehrere Versionen hinweg zu große Unsicherheiten mit sich brächte. In der Folge kann ein möglicher Alterungseffekt darin bestehen, dass Daten bereits nach wenigen Jahren nicht mehr lesbar sind, weil ihr Format nicht mehr unterstützt wird. In einem anvisierten Zwischenlagerzeitraum von 40 Jahren ist dieser Effekt mit hoher Wahrscheinlichkeit zu erwarten.

### **3.3.7 Maßnahmen zur Beherrschung der Alterung**

Das Gesamtsystem der Dichtheitsüberwachung sowie alle seine Teilkomponenten sind folglich regelmäßigen Überprüfungen zu unterziehen. Die Intervalle der Überprüfung sind dabei unterschiedlich lang, bei Computer-Hard- und -Software zur Auswertung und Dokumentation am kürzesten.

Bei allen Teilkomponenten steht bei der Alterungsüberprüfung die Frage der technischen Veraltung im Vordergrund. Die Frage nach der Wiederbeschaffung (technische Verfügbarkeit, Qualitätsanforderungen, technischer Know-How-Erhalt, Herstellerverfügbarkeit) stellt sich besonders deutlich bei den Druckschaltern, während die anderen Teilkomponenten der Dichtheitsüberwachung hierbei geringere Ansprüche stellen.

### **3.4 Anschlagelemente des Behälters**

Die Transport- und Lagerbehälter werden mit Hilfe von Hebezeugen und Transportfahrzeugen bewegt. Zur Handhabung sind deshalb an der Mantelfläche des Behälterkörpers deckel- und bodenseitig je zwei gegenüberliegende Tragzapfen angeschraubt /ENB 08/. Die Tragzapfen bestehen aus Edelstahl. Tragzapfen gehören zwar zu den austauschbaren Komponenten am Transport- und Lagerbehälter, sollen hier aber betrachtet werden, da der Behältertransport in erster Linie von ihnen abhängt.

Die Handhabbarkeit der Behälter muss über den gesamten Genehmigungszeitraum von 40 Jahren gewährleistet sein, da Wartung und Reparatur jederzeit möglich sein müssen. Die Handhabbarkeit des Behälters setzt im Wesentlichen die Funktionsfähigkeit und Verfügbarkeit der Tragzapfens voraus. Die RSK-Leitlinie /RSK 01/ legt hierzu fest, dass

*„insbesondere [...] der Zustand der Tragzapfen der Behälter die Bewegung der Behälter innerhalb des Lagers jederzeit ermöglichen [muss].“*

Die wesentlichen Bedingungen, die einen denkbaren Einfluss auf die langfristigen Änderungen der Werkstoffeigenschaften der Tragzapfen und ihrer Schraubverbindungen zum Behälter haben können, sind Korrosion, Temperatur, Strahlung, Druck- und Zugbeanspruchung bei normalen Handhabungen sowie denkbare Störfälle wie das Anstoßen an Wände bzw. an benachbarte Behälter oder ein Behälterabsturz auf einen Tragzapfen. Durch diese Einflüsse kann es zu Rissen, Verformungen, Verschleiß und Roststellen kommen, die zu mangelnder Stabilität der Tragzapfen führen können und letztendlich einen Behälterabsturz beim Transport zur Folge haben könnten.

Zur Verifikation der Handhabbarkeit der Behälter ist daher der langfristige Zustand der Tragzapfen zu erfassen und zu untersuchen. Zu überwachende Komponenten sind die Tragzapfen und die Verschraubungen.

Die Auslegung und Prüfung der Tragzapfen erfolgt in Zwischenlagern entsprechend der KTA-Regel 3905 „Lastanschlagpunkte an Lasten in Kernkraftwerken“ /KTA 3905/. Nach Anhang D der KTA 3905 werden die Lastanschlagpunkte von Transportbehältern für bestrahlte Brennelemente nach erhöhten Anforderungen eingestuft. Für diese werden in den wiederkehrenden Prüfungen folgende Untersuchungen alle 3 bis 6 Jahre durchgeführt:

- Zustand, Risse, Verformungen, Verschleiß,
- Gängigkeit beweglicher Teile,
- Anzugsmoment der Schrauben,
- Prüfung der im Kraftfluss liegenden Schrauben- und zugehörigen Muttergewinde mit zusätzlicher Zugbeanspruchung mittels Gewinde-Lehrring und Gewinde-Lehrdorn (stichprobenweise),
- Oberflächenrissprüfung aller im Kraftfluss liegenden Bereiche (z. B. Schweißnähte, Tragzapfen, Bolzen, Zugstangen und ähnliche Bauteile),
- Zustand, Risse, Verformungen, Verschleiß, Korrosion nach Abbau der Lastanschlagpunkte,
- Belastungsprüfung im montierten Zustand,
- Oberflächenrissprüfung aller im Kraftfluss liegenden Bereiche (z. B. Schweißnähte, Tragzapfen, Bolzen, Zugstangen und ähnliche Bauteile) nach der Belastungsprüfung.

Darüber hinaus sind folgende Maßnahmen zur frühzeitigen Erkennung von Alterungseffekten und zur Erweiterung des diesbezüglichen Wissens sinnvoll /KAL 02/:

- Auswertung von Art und Häufigkeit der im Berichtszeitraum aufgetretenen betrieblichen und störungsbedingten Einwirkungen auf Tragzapfen,
- Auswertung von Erfahrungen beim Wechsel von Tragzapfen (bei Wartung und Reparatur),
- Auswertung der Ergebnisse von Prüfungen an Tragzapfen (z. B. Messungen des Lösemomentes),

- Prüfungen an ausgetauschten Komponenten (Tragzapfen, Schrauben) im Hinblick auf wesentliche Änderungen von Materialeigenschaften und Auslegungsg Grundlagen.

Um bei Bedarf jederzeit ausreichend Tragzapfen für den Austausch verfügbar zu haben, ist es sinnvoll, über die genehmigte Lagerzeit eine genügend große Anzahl von Tragzapfen und Montageteilen auf Vorrat zu lagern. Die Lagerhaltung ist regelmäßig zu kontrollieren. Da bei der Fertigung von Tragzapfen und zugehörigen Montageteilen weder besondere Werkstoffe noch ausgesprochen spezialisierte Fertigungsmethoden zum Einsatz kommen, kann eine detailliertere Evaluierung der Versorgung mit Ersatzteilen entfallen.

### **3.4.1 Krananlage**

Zu den technischen Komponenten, deren Verfügbarkeit und Funktionsbereitschaft über den gesamten Betriebszeitraum des Lagers gewährleistet sein muss, zählen unter anderem die zum Transport erforderlichen Einrichtungen. Hier sind insbesondere die Krananlage und die zugehörigen Mittel zur Lastaufnahme zu nennen. In einen Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente und HAW wird der Kran

- für die Einlagerung der Lagerbehälter,
- während des Betriebs des Zwischenlagers zum Transport der Behälter für Wartungs- und Reparaturzwecke,
- zur Auslagerung der Behälter am Ende der Lagerzeit

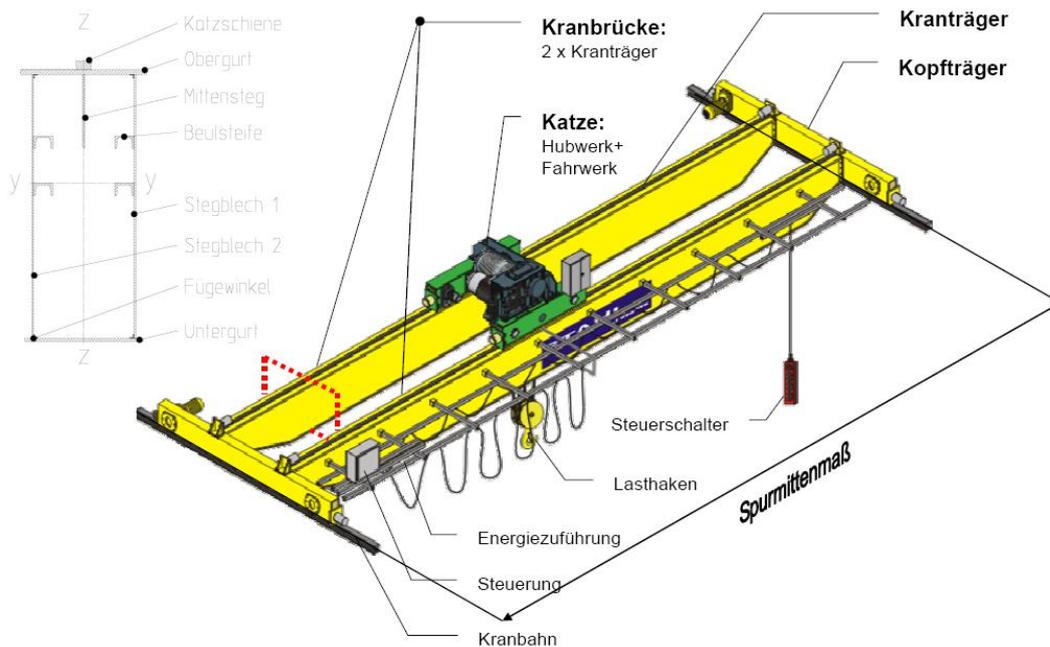
benötigt.

Eine Krananlage gehört zu den Hebezeugen und dient der senkrechten und waagerechten Bewegung von Lasten. Der Brückenkran im Lagergebäude dient dem Transport von Lagerbehältern für abgebrannte Brennelemente und anderem HAW innerhalb des Lagergebäudes.

Der Kran fährt auf Schienen (Kranbahnen), die an den Längswänden des Gebäudes auf Trägern angebracht sind. Als Kranbahnträger kann entweder das Mauerwerk mit Konsolen oder ein gesondertes Gerüst dienen. Die Kranbrücke überspannt den Lager-

bereich. Längs der Kranbrücke verfährt die Laufkatze mit dem Hubwerk, an dem ein Lastaufnahmemittel fest angebracht ist. Das Lastaufnahmemittel nimmt, meist mit Hilfe von Anschlagmitteln, die zu transportierenden Behälter auf (Abbildung 3-30).

Der Kran wird im Allgemeinen durch einen elektrischen Motorantrieb mit einer Funkfernsteuerung vom Boden aus bedient.



**Abbildung 3-30:** Aufbau eines Brückenkrans /IFL 09/

Für den sicheren Langzeitbetrieb eines Zwischenlagers sind die Phasen der Einlagerung, des Betriebs und der Auslagerung zu betrachten. Generell gilt: Fällt der Kran in seiner Funktion aus, können die Lagerbehälter im Lager nicht bewegt werden. Ein- und Auslagerungen sowie die Durchführung von Reparaturen an Lagerbehältern sind dann nicht möglich. Die Krananlage ist daher nicht direkt ein sicherheitsrelevantes System (SSC), da ihr keine unmittelbare Sicherheitsfunktion zukommt. Sie ist aber ggf. zur Wiederherstellung der doppelten Barriere bei Reparaturen an Lagerbehältern erforderlich und erfüllt daher eine indirekte Sicherheitsfunktion. Dabei sind kurzfristige Ausfälle der Krananlage nicht direkt sicherheitsrelevant, da ein unmittelbares Eingreifen nur bei gleichzeitigem Ausfall beider Dichtbarrieren notwendig wäre.

Die Krananlage stellt ein System dar, da sie aus einer Reihe zusammenwirkender Systemteile besteht. Ein erheblicher Teil dieses Systems ist austauschbar, Teile wie die Kranbahn oder die Kranbrücke sind aber nur eingeschränkt und mit erheblichem Auf-

wand austauschbar. Der Kran als Gesamtsystem wird daher hier gesamthaft und vereinfachend als nicht austauschbare Komponente behandelt.

Zur Wartung und Inspektion der Bauteile eines Krans sind Aufstiege und Laufstege nötig. Diese werden hier nicht betrachtet, da sie für zwar für die Arbeitssicherheit, nicht aber für die Langzeitsicherheit in einem Zwischenlager relevant sind.

Die Auslegung des Krans erfolgt gemäß KTA 3902 „Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken“ /KTA 3902/.

Die RSK-Leitlinie /RSK 01/ fordert für den Kran, dass

- eine Prüfung erfolgt, ob die Führerkabine des Krans, wenn er im Lagerbereich der Brennelementbehälter eingesetzt wird, gegen ionisierende Strahlung abzuschirmen sei,
- ein System zur Hubhöhenbegrenzung und zum Anfahren vorgewählter Abstellplätze für Behälter im Lager vorhanden sein muss,
- für den Lastfall Erdbeben die Standsicherheit des Behälterhallenkranes ohne Last gemäß KTA 3902 nachzuweisen ist,
- die technischen Einrichtungen, die für den Abtransport der Behälter eingesetzt werden, solange verfügbar sein müssen, bis alle beladenen Behälter abtransportiert sind.

Zur Erhaltung der Qualität der Krananlage gibt es Regelungen, die ebenfalls den gesamten Kran betreffen. So werden wiederkehrende Prüfungen sinngemäß nach der KTA 3903 „Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken“ /KTA 3903/ durchgeführt. Diese Anforderungen gelten zwar formal nicht für Zwischenlager, sie stellen aber den Stand von Wissenschaft und Technik dar, und es ist davon auszugehen, dass die KTA 3903 auch in Zwischenlagern für abgebrannte Brennelemente sinngemäß angewandt wird. Die wiederkehrenden Prüfungen nach KTA 3903, hauptsächlich Sicht und Funktionsprüfungen, sind jährlich durchzuführen, wenn nichts anderes festgelegt ist. Bei den Prüfungen müssen auch die Aufzeichnungen über alle durchgeführten Wartungs- und Instandsetzungsarbeiten vorliegen.

In den nachfolgenden Kapiteln werden die Einzelkomponenten des Krans im Hinblick auf Alterung und Qualitätsverlust betrachtet. Die daraus resultierenden Folgen sowie die vorgesehenen Gegenmaßnahmen werden betrachtet. Im Kapitel „Empfehlung für das Alterungsmanagement“ werden darüber hinaus Empfehlungen zusammengestellt, die alle Komponenten des Krans gleichermaßen betreffen.

### 3.4.1.1 Kranbahnkonstruktion

Die Kranbahnkonstruktion ist im oberen Bereich der Längswände des Lagergebäudes angebracht. Sie besteht aus Trägern, Schienen und Einrichtungen zur Fahrbahnbegrenzungen, Feststellung und Verriegelung. Die Träger sind aus Stahlbeton gefertigt und mit der Wand verbunden. Auf den Trägern sind die Schienen befestigt, auf denen der Kran läuft. Die Materialien, aus denen die einzelnen Komponenten der Kranbahnkonstruktion gefertigt sind, konnten im Rahmen dieses Projekts nicht ermittelt werden. Es wird angenommen, dass außer Stahlbeton für die Träger hauptsächlich Stähle verarbeitet sind.

Tabelle 3-9 stellt die denkbaren Gründe für Langzeit- und Alterungseffekte für die Kranbahnkonstruktion, die potentiellen Einflüsse und die dadurch möglichen Alterungseffekte dar.

**Tabelle 3-9:** Ursachen und Einflüsse für Langzeit- und Alterungseffekte an der Kranbahnkonstruktion

Schädigungseinflüsse	Wirkmechanismen	Langzeit- und Alterungseffekte
Bewegung des Krans auf den Schienen	Mechanische Beanspruchung	Abrieb, Lösen von Befestigungen
Feuchtigkeit und Schmiermittel	Chemische Beanspruchung	Korrosion, Rissbildung in Beton und Stahl
ungleiche Setzung des Gebäudes	Mechanische Spannungen	Rissbildung an den Trägern, Schienenverlauf nicht mehr parallel, Befestigungen lösen sich

Durch die Bewegung des Krans auf den Schienen entsteht eine mechanische Beanspruchung der Schienen und der Einrichtungen zur Fahrbahnbegrenzungen, Feststellung und Verriegelung. Durch diese Beanspruchung kann es im Laufe der Zeit zu Materialabrieb kommen und können sich Befestigungen lösen. Durch Feuchtigkeit aus der Luft und den Schmiermitteln an den Rollen der Kranbrücke können die Schienen korrodieren und es können sich Risse bilden. Die Luftfeuchtigkeit kann zu Schäden im

Stahlbeton der Träger führen. Auch die ungleiche Setzung des Gebäudes kann Schäden an der Kranbahnkonstruktion zur Folge haben. So kann es durch mechanische Spannungen zu Rissbildung an den Trägern kommen, durch veränderte Statik kann der Schienenverlauf nicht mehr parallel verlaufen oder es können sich Befestigungen lösen.

Im Rahmen der Wiederkehrenden Prüfungen sind der Beton, Stützen, Träger, Stäbe und Verbindungen der Kranbahnkonstruktion nach /KTA 3903/ auf Zustand und Befestigung zu prüfen. Dies erscheint ausreichend, um die oben genannten Langzeit- und Alterungseffekte zu erkennen.

Fällt die Kranbahnkonstruktion in ihrer Funktion aus, kann der gesamte Kran nicht bewegt werden. Die Durchführung von Reparaturen an Lagerbehältern bzw. die Ein- und Auslagerung ist dann nicht möglich. Generell ist die Reparatur der Kranbahnkonstruktion innerhalb eines angemessenen Zeitraums durchführbar. Es ist auch davon auszugehen, dass eine Ersatzteilbeschaffung mindestens über den Auslegungszeitraum von 40 Jahren möglich sein wird. Da die Kranbahnkonstruktion eng mit dem Lagergebäude assoziiert ist und zu Reparaturzwecken nicht abtransportiert werden kann, muss im Reparaturfall eine mögliche Strahlenexposition der Beschäftigten geprüft werden.

Innerhalb der derzeit genehmigten Lagerzeit von 40 Jahren ist ein vollständiger Ausfall der Kranbahnkonstruktion nicht zu erwarten. Bei einer Lagerzeit von 100 Jahren sind folgende Effekte denkbar:

- Nachlassen der Festigkeit und Tragkraft der Träger, daraus resultierender veränderter Kraffteintrag ins Gebäude mit Gebäudeschäden,
- Materialschäden an der Kranbahn mit Folgeschäden an der Kranbrücke.

#### **3.4.1.2 Kranbrücke**

Die Kranbrücke besteht in der Regel aus zwei Kranträgern, die seitlich mit den Kopfträgern verbunden ist (Kastenträgerkonstruktion). Die Kranbrücke überspannt den Lagerbereich in der gesamten Breite. Sie bewegt sich auf Rollen auf den Kranschienen und kann so jeden Ort über die gesamte Länge des Lagerbereiches erreichen. Auf der Kranbrücke befindet sich die Fahrbahn für die Laufkatze. Somit kann auch über die

Breite des Lagerbereiches jeder Ort erreicht werden. Die Steuerung erfolgt elektronisch.

Tabelle 3-10 stellt die denkbaren Gründe für Langzeit- und Alterungseffekte an der Kranbrücke, die potentiellen Einflüsse und die dadurch möglichen Effekte dar.

**Tabelle 3-10:** Mechanismen und Einflüsse für Langzeit- und Alterungseffekte an der Kranbrücke

Schädigungseinflüsse	Wirkmechanismen	Langzeit- und Alterungseffekte
Bewegung der Kranbrücke auf den Schienen, Bewegung der Laufkatze auf der Kranbrücke	Mechanische Beanspruchung	Abrieb, Lösen von Befestigungen
Feuchtigkeit, Schmiermittel	Chemische Beanspruchung	Korrosion, Rissbildung in Stahl
unterschiedliche Setzung des Gebäudes	Mechanische Spannungen	einseitige Beanspruchung

Durch die Bewegung der Kranbrücke auf den Schienen entsteht eine mechanische Beanspruchung der Rollen. Durch die Beanspruchung kann es im Laufe der Zeit zu Materialabrieb kommen und es können sich Befestigungen lösen. Auf der Kranbrücke bewegt sich die Laufkatze; dadurch kann es zu Materialabrieb kommen. Durch Feuchtigkeit aus der Luft und den Schmiermitteln an den Rollen der Kranbrücke können diese korrodieren und es können sich Risse bilden. Auch die ungleiche Setzung des Gebäudes kann durch mechanische Spannungen zu einseitiger Belastung der Kranbrücke führen.

Gemäß KTA 3903 werden im Rahmen der Überwachungsmaßnahmen für die wiederkehrenden Prüfungen für die Brückenkonstruktion das Vorhandensein, die Befestigung und der Zustand von Trägern, Stäben, Verbindungen, Puffern, Anschlägen und Abspannungen gefordert. Für die Schienen und die Fahrbahn der Laufkatze werden die Überwachung der Befestigung, des Zustands, der Spurweite und des eventuellen Vorhandenseins von Verwerfungen gefordert. Außerdem müssen Vorhandensein, Befestigung, Zustand und Funktion von Fahrbahnbegrenzungen, Feststelleinrichtungen und Verriegelungen der Katzfahrbahn überprüft werden. Auch die Triebwerke und die elektrischen Teile unterliegen der wiederkehrenden Prüfung nach /KTA 3903/.

Fällt die Kranbrücke in ihrer Funktion aus, kann der gesamte Kran nicht bewegt werden; die Durchführung von Reparaturen an Lagerbehältern ist dann nicht möglich. Da

die Kranbrücke die ganze Lagerhalle in der Breite überspannt und zu Reparaturzwecken nur schwer abtransportiert werden kann, muss im Reparaturfall eine mögliche Strahlenexposition der Beschäftigten geprüft werden.

Bei einer Lagerzeit von 40 Jahren ist die gesicherte Ersatzteilbeschaffung über mehrere Jahrzehnte problematisch. Dass Ersatzteile für die Kranbrücke, die den Auslegungsanforderungen entsprechen, in angemessener Zeit beschafft werden können, ist über Zeiträume von mehreren Jahrzehnten nicht als gesichert anzusehen. Daher ist es relevant, einen möglichen Ausfall frühzeitig zu erkennen und die Ersatzteilbeschaffung langfristig zu planen, zu überprüfen und regelmäßig zu überwachen.

Bei einer Lagerzeit von 100 Jahren verstärken sich die Alterungseffekte und es sind zusätzliche Effekte denkbar:

- Veränderte Stabilität des Gebäudes mit Auswirkungen auf die Kranbrücke,
- Abrieb, Verschleiß, Veränderungen der Räder zur Bewegung der Kranbrücke,
- schwierige bzw. unmögliche Ersatzteilbeschaffung.

### **3.4.1.3 Laufkatze mit Hubwerk**

Die Laufkatze ist ein bewegliches Kranbauteil und dient der Veränderung der Lage des Hubseils. Sie ist entlang der Kranbrücke verfahrbar. Die Laufkatze trägt das Hubwerk oder sie trägt eine oder mehrere Umlenkrollen für das Hubseil. Das Hubwerk dient zum Heben von Lasten. Die wesentlichen Bestandteile eines Hubwerks sind die Seilwinde, das Getriebe, der Motor und die Bremse.

Tabelle 3-11 stellt die denkbaren Gründe für Langzeit- und Alterungseffekte für Laufkatze und Hubwerk, die potentiellen Einflüsse und die dadurch möglichen Effekte dar.

**Tabelle 3-11:** Ursachen und Einflüsse für Langzeit- und Alterungseffekte an Laufkatze und Hubwerk

Schädigungseinflüsse	Wirkmechanismen	Langzeit- und Alterungseffekte
Bewegung von Laufkatze und Hubwerk	Mechanische und thermische Beanspruchung	Abrieb, Lösen von Befestigungen, Deformation
Feuchtigkeit, Schmiermittel	Chemische Beanspruchung	Korrosion, Rissbildung

Durch die Bewegung der Laufkatze auf der Kranbrücke entsteht eine mechanische Beanspruchung der Rollen. Durch diese Beanspruchung kann es im Laufe der Zeit zu Materialabrieb kommen und können sich Befestigungen lösen. Das Hubwerk ist aufgrund seines verhältnismäßig komplexen Aufbaus besonders für mechanische Beanspruchung und deren Folgen anfällig. Maschinenelemente wie Getriebe, Zahnräder und Lager sind verschiedenen Alterungsbedingungen wie Hitze, Kälte, Reibung, Verschmutzung ausgesetzt. Auch ungenügende Schmierung kann eine denkbare Verschleißursache sein. Als Folge davon werden die Oberflächen rau, können leichter und rascher korrodieren oder durch starke mechanische Beanspruchung deformiert werden. Die Folge ist, dass die Maschinen nicht mehr rund laufen. Da in Motoren und Getrieben viele Teile und deren Funktion ineinander greifen, kann sich der Schaden eines Bauteils auch auf andere auswirken. Durch Feuchtigkeit aus der Luft, durch Alterung und chemische Reaktionen mit Schmiermitteln können die verschiedenen Bauteile korrodieren und können sich Risse bilden.

Die KTA 3903 sieht für die Träger, Stäbe, Verbindungen, Puffer, Anschläge und Abspannungen der Laufkatze die Prüfung des Vorhandenseins, der Befestigung und des Zustands in wiederkehrenden Prüfungen vor. Auch für die Bestandteile des Hubwerks (Wellen, Kupplungen, Zahnräder, Getriebe, Seile, Seiltrommeln, Seilrollen, Seilendbefestigungen, Lagerung der Seilrollen, des Seilausgleichs bei Hebezeugen, Systeme zur Aufnahme oder Dämpfung des Lastumlagerungsstoßes, Bremse) fordert die KTA 3903 wiederkehrende Prüfungen, in denen neben speziellen Bauteilprüfungen der Zustand, der Verschleiß und die Funktion untersucht werden.

Sollte die gesamte Laufkatze, das Hubwerk oder Teile davon ersetzt werden müssen, so ist es schwierig, in einigen Jahrzehnten eine neue, den Auslegungsanforderungen entsprechende, an die Steuerung anpassbare und auf die Katzbahn passende Laufkatze, ein Hubwerk oder entsprechende Ersatzteile zu beschaffen. Daher ist es relevant, einen möglichen Ausfall frühzeitig zu erkennen und die Ersatzteilbeschaffung langfristig zu sichern.

Fallen Laufkatze oder Hubwerk in ihren Funktionen aus, kann der Kran seine Funktion nicht ausfüllen; die geforderte Durchführbarkeit von Reparaturen an Lagerbehältern ist dann nicht möglich. Sollte ein Austausch der Komponenten überraschend erforderlich werden, könnte es zu einer erhebliche Zeitverzögerung wegen schwieriger Ersatzteilbeschaffung / Neubeschaffung kommen und die Bewegung von Lagerbehältern über einen längeren Zeitraum nicht möglich sein.

#### **3.4.1.4 Lastaufnahmemittel und Anschlagmittel**

Lastaufnahmemittel sind nicht zum Hebezeug gehörende Einrichtungen, die zum Aufnehmen der Last mit dem Hebezeug verbunden werden können und somit austauschbar sind. Hierzu zählen beispielsweise Traversen (Träger zur Stabilisierung, Befestigung oder Verbindung) oder Spreader. Der Kranhaken z. B. ist kein Lastaufnahmemittel, da er fix mit dem Hubseil verbunden ist.

Anschlagmittel stellen eine Verbindung zwischen Kranhaken und Last oder zwischen Kranhaken und Lastaufnahmemittel her. Anschlagmittel sind beispielsweise Seile, Ketten, Hebebänder oder Bandschlingen.

Die Bauteile der Traverse werden nach den Grundsätzen der erhöhten Anforderungen der KTA-Regeln 3902 ausgelegt /BFS 03b/.

Seile und Ketten werden in wiederkehrenden Prüfungen nach KTA 3903 geprüft. Dabei werden die Seile auf ihren Zustand überprüft, es gelten die Ablegekriterien nach DIN EN 13414 „Anschlagseile aus Stahldrahtseilen – Sicherheit“. Für Ketten gelten die Ablegekriterien nach DIN 685 „Geprüfte Rundstahlketten“. Alle 3 Jahre muss bei Ketten eine Oberflächenrissprüfung durchgeführt werden.

Eine Betrachtung von Langzeit- und Alterungseffekten für Lastaufnahmemittel und Anschlagmittel erfolgt hier nicht, da diese Teile unter Beachtung der Auslegungsvorschriften relativ leicht ausgetauscht werden können. Die langfristige Beschaffbarkeit unterliegt ähnlichen Anforderungen wie sie bereits für andere Kranteile festgestellt wurde (regelmäßige Überprüfung etc.)

### 3.4.1.5 Kransteuerung

Der Kran ist mit einer speicherprogrammierten Steuerung versehen. Dadurch werden die Bewegungen der Kran- und Katzfahrt sowie das Hubwerk gesteuert und überwacht. Verwendet werden dafür elektronische Bauteile wie Schalter, Relais, Sensoren, Mikrocontroller, Halbleiter sowie kabellose Steuerungen und Leitungen. Die externe Bedienung des Krans wird meist über eine sog. Steuerbirne oder über Funk durchgeführt. Die elektronischen, elektromechanischen und mechanischen Bauteile der Kransteuerung bestehen aus sehr vielen unterschiedlichen Materialien wie z. B. Kupfer, PVC, Polyurethan oder Polyethylen in Kabeln, faserverstärkter Kunststoff in Platinen oder Zinn für die Lötstellen.

Tabelle 3-12 stellt die denkbaren Gründe für Langzeit- und Alterungseffekte für die Kransteuerung, die potentiellen Einflüsse und die dadurch möglichen Effekte dar. Hierbei werden nicht die unterschiedlichen Materialien der elektronischen Bauteile betrachtet, sondern nur die Kransteuerung als „elektronisches Bauteil“.

**Tabelle 3-12:** Ursachen und Einflüsse für Langzeit- und Alterungseffekte an der Kransteuerung

Schädigungseinflüsse	Wirkmechanismen	Langzeit- und Alterungseffekte
Feuchtigkeit und Luftsauerstoff	Chemische Beanspruchung	Oxidation/Korrosion
thermische Eigenbewegung von Teilchen	Diffusionsvorgänge	Oxidation/Korrosion
Staub, Ablagerungen	Oberflächenablagerung	elektrische Kontaktstörungen

Durch den Luftsauerstoff in Verbindung mit Feuchtigkeit werden Oxidationsprozesse auf Oberflächen ausgelöst, die langfristig beispielsweise die Zersetzung von Leiterbahnen und Isolationsschichten bewirken können. Eine weitere Ursache für die Alterung sind Diffusionsvorgänge an Oberflächen wie auch im Innern der Bauteile. So kommen z. B. in der Fertigung von elektronischen Bauteilen beim Verkleben, Fixieren und bei der Herstellung der Gehäusemassen harzhaltige Kleber zum Einsatz. Diese Harze emittieren mit der Zeit verschiedenartige Inhaltsstoffe. Diese forcieren zusammen mit Sauerstoff und Feuchtigkeit langfristig das externe und interne Oxidationsverhalten der Bauteile. Außerdem können interne Diffusionsprozesse kleinste Leckströme erzeugen, welche die Zuverlässigkeit und Lebensdauer elektronischer Bauteile reduzieren /HTV 09/. Staub und Ablagerungen haben einen Einfluss auf Steckverbindungen. Staub führt

bei langfristiger Einwirkung dazu, dass Oberflächen verschmutzen. Es bilden sich Beläge auf den Oberflächen; elektrische Kontaktschwierigkeiten können die Folge sein.

In den Wiederkehrenden Prüfungen nach KTA 3903 wird für Steuereinrichtungen die Überprüfung von Zustand, Funktion und Kennzeichnung gefordert.

Die Ersatzbeschaffung ist in dieser KTA-Regel nicht behandelt. Da in der Elektrotechnik und Elektronik eine rasante Fortentwicklung stattfindet, ist davon auszugehen, dass die Ersatzteilbeschaffung schon nach relativ kurzer Zeit schwierig wird und Ersatzteile nach einigen Jahrzehnten oder schon früher nicht mehr verfügbar sind. Bei steuerprogrammierbaren Schaltungen ist auch die Veralterung von Hard- und Software-Tools zur Programmierung zu berücksichtigen, die ebenfalls einem raschen technischen Wandel unterliegen.

Fällt die Kransteuerung in ihren Funktionen aus, kann der Kran insgesamt seine Funktion nicht ausfüllen und eine ggf. erforderliche Durchführung von Reparaturen an Lagerbehältern ist dann nicht möglich. Sollte ein Austausch der Komponenten überraschend erforderlich werden, kann es bei mangelnder Vorbereitung zu einer erheblichen Zeitverzögerung durch die schwierige Ersatzteilbeschaffung / Neubeschaffung kommen und die Bewegung der Lagerbehälter über einen längeren Zeitraum nicht möglich sein.

#### **3.4.1.6 Empfehlung für das Alterungsmanagement**

Bezüglich der Überwachung der Alterungseffekte bei den verschiedenen Kranbestandteilen deckt die KTA 3903 die Überprüfung von Zustand und Funktion zufriedenstellend ab. Im Hinblick auf das Alterungsmanagement ergeben sich über das dort geregelte Spektrum hinaus folgende Anforderungen:

- Alterungseffekte zu kennen, d. h. Wissen über deren Ursachen, deren Verlauf und ihre möglichen Folgen zu haben und fortlaufend zu vertiefen,
- Alterungseffekte frühzeitig zu erkennen,
- Präventivmaßnahmen zur Vorbeugung von Langzeit- und Alterungseffekten zu entwickeln und durchzuführen.

Um der Materialalterung adäquat begegnen zu können, ist es sinnvoll, auf der Basis von Betriebserfahrungen und den Ergebnissen der Wiederkehrenden Prüfungen und Inspektionen eine Prognose darüber abzugeben, wie sich ein erkannter Alterungseffekt an einem Bauteil weiter entwickeln könnte. Ergänzend zu den Ergebnissen der wiederkehrenden Prüfungen, die zum jeweiligen Zeitpunkt möglicherweise noch keine Maßnahmen erforderlich machen, ist anhand der Prognose zu beurteilen, welche Maßnahmen zur Abschwächung erkannter Alterungseffekte bzw. zur Verhinderung des Wiederauftretens möglich sind. Weiterhin muss rechtzeitig geplant werden, wann Reparaturen oder Ersatzteilbeschaffung nötig werden.

Die Ersatzteilbeschaffung ist ein relevanter Aspekt des Alterungsmanagements. Ersatzteile für ein Bauteil werden vom Hersteller meist nur über einen begrenzten Zeitraum angeboten. Im hier betrachteten Zeitraum von mehreren Jahrzehnten ist es wahrscheinlich, dass Bauteile oder Ersatzteile

- nicht mehr in der geforderten Qualität angeboten werden (z. B. Übergang zu anderen Materialien, zu veränderter Verarbeitung, zu neuen Qualitätsmaßstäben),
- nicht mehr den Normen und Anforderungen entsprechen,
- nicht mehr kompatibel mit der bestehenden Anlage sind oder
- nur mit erheblichem zeitlichem Aufwand und zu hohen Kosten zu beschaffen sind.

Krananlagen werden von Zulieferfirmen geliefert, gewartet, instandgehalten und geprüft. Hierfür ist ein breiter Anbietermarkt vorhanden, dessen Schwerpunkte aber in der nichtkerntechnischen Industrie liegen. Da der Betreiber des Zwischenlagers aus Anbietersicht nur ein sehr kleines Marktsegment darstellt und er folglich einen sehr geringen Einfluss auf diesen Markt hat, ist die Sicherstellung der Dauerversorgung mit diesen Produkten und Dienstleistungen eine kontinuierliche Aufgabe.

Das bedeutet, dass ein entsprechendes Obsoleszenzmanagement erforderlich ist, das das Beschaffungsrisiko und die Sicherstellung der Verfügbarkeit von Produkten und Dienstleistungen transparent macht und Risiken begrenzt.

## 3.5 Gebäude

In diesem Kapitel wird das Zwischenlagergebäude mit seinen Teilkomponenten betrachtet. Zunächst werden Funktion, Auslegung und Überwachung dargelegt, dann wird auf die Konstruktion, die verwendeten Materialien und mögliche Alterungseffekte eingegangen. Da Beton der Werkstoff ist, aus dem ein Zwischenlagergebäude hauptsächlich besteht, werden in Kapitel 3.5.3 die Dauerhaftigkeit von Beton, mögliche Beeinflussungen und Folgen für die Langzeiteigenschaften beschrieben. Kapitel 3.5.4 beschreibt die regulatorischen Anforderungen und in Kapitel 3.5.5 werden die einzelnen Teilkomponenten betrachtet.

### 3.5.1 Funktion, Auslegung und Überwachung

#### *Sicherheitstechnische Funktion des Gebäudes*

Ein Lagergebäude für abgebrannte Brennelemente muss gemäß RSK-Leitlinie /RSK 01/ folgende sicherheitstechnische Funktionen erfüllen:

- Gewährleistung der Standsicherheit der Behälter,
- Abschirmung ionisierender Strahlung,
- Wärmeabfuhr durch Zu- und Abluftöffnungen.

Das Gebäude trägt außerdem als Wetterschutz dazu bei, die äußeren Korrosionseinflüsse auf Behälter und andere Komponenten und Einrichtungen zu verringern.

#### *Gebäudeauslegung*

Die /RSK 01/ fordert, dass die Temperaturbeanspruchung und Alterungsbeständigkeit der Baustrukturen bei der Bauwerksauslegung zu berücksichtigen sind. Die Bauteile des Lagergebäudes müssen weiter eine ausreichende Druck- und Verschleißfestigkeit aufweisen. Die vorgesehene Nutzungsdauer ist im Hinblick auf die Dauerhaftigkeit und Funktionsfähigkeit der Baustoffe und Bauteile ebenso zu berücksichtigen wie der Anprall von Lasten bei Transportvorgängen bei der Auslegung der Statik. Die Gebäudekonstruktion muss eine ausreichende Belüftung ermöglichen. Zur Abfuhr der Zerfallswärme der Brennelemente aus dem Gebäude fordert /RSK 01/ das Vorhandensein von

Zuluft- und Abluftöffnungen. Über die Belüftung muss auch Feuchtigkeit aus dem Gebäude ausgetragen werden, um die Bildung von Kondenswasser soweit wie möglich zu vermeiden.

### *Überwachung des Gebäudes*

Das Langzeit-Überwachungskonzept eines Brennelement-Zwischenlagers gemäß /RSK 01/ muss die ausreichende Qualität des Gesamtzustandes der Anlage über die gesamte Nutzungszeit verifizieren und für das Lagergebäude mindestens den nachfolgenden Forderungen gerecht werden:

- In einem Abstand von 10 Jahren muss vom Betreiber ein Bericht zum Zustand des Lagergebäudes erstellt werden.
- Der Zustand des Lagergebäudes muss durch Begehung und geeignete Messungen überprüft werden.
- Für das Lagergebäude müssen wiederkehrende Setzungsmessungen durchgeführt werden.
- Die Befunde aus wiederkehrenden Prüfungen müssen ausgewertet werden.

Vorgenommen werden solche Messungen, wie beispielsweise Setzungsmessungen, im Rahmen der wiederkehrenden Prüfungen durch den Betreiber, ggf. im Beisein von Gutachtern. So führt beispielsweise der Betreiber laut Genehmigung des Zwischenlagers Niederaichbach /BFS 03a/ jährlich wiederkehrende Sichtprüfungen am Bauwerk durch, an denen alle 3 Jahre zusätzlich ein Sachverständiger beteiligt wird. Ähnliche Anforderungen stellt das Bundesamt für Strahlenschutz für das Standort-Zwischenlager in Grafenrheinfeld. Die Genehmigung /BFS 03b/ schreibt zur Überwachung des Lagergebäudes wiederkehrende Prüfungen, Setzungsmessungen und Zustandsuntersuchungen des Lagergebäudes vor, um Schäden rechtzeitig zu erkennen und Instandsetzungsmaßnahmen festzulegen. Für die genannten Überwachungsmaßnahmen sind unterschiedliche Prüfintervalle vorgesehen.

### 3.5.2 Konstruktion, Materialien und Alterungsaspekte

Die deutschen Zwischenlager wurden hauptsächlich nach zwei Konstruktionskonzepten erbaut: dem sog. WTI- und dem STEAG-Konzept. Lediglich das Zwischenlager in Neckarwestheim wurde nach dem Tunnelkonzept errichtet. Dort lagern die Abfälle in zwei mit Spritzbeton ausgekleideten Tunnelröhren. Diese unterirdische Sonderlösung wurde aufgrund standortspezifischer Gegebenheiten entwickelt. Da die Alterungsaspekte bei dieser Konstruktion anders gelagert sind und nicht dem Regelfall entsprechen, wird dieser Sonderfall im vorliegenden Bericht nicht weiter betrachtet.

Die Merkmale des STEAG-Konzepts sind mächtige Betonstrukturen, Wandstärken von ca. 120 cm, eine Deckenstärke von ca. 130 cm und ein einschiffiges Gebäude. Das WTI-Konzept ist zweischiffig mit einer Gebäudemittenwand gestaltet und sieht zwischen den Behältern freie Gassen vor. Die Wandstärken sind weniger mächtig und betragen ca. 70 cm bzw. ca. 85 cm, die Deckenstärke beträgt ca. 55 cm.

Die Zwischenlager bestehen aus einer Bodenplatte, die in der Regel auf Streifenfundamenten gelagert ist, aus Wänden (inkl. der Abschirmwand) und aus den Dachbindern mit der Dachdecke. Die Bodenplatte und die Dachdecke sind mit den Wänden verbunden.

Die Bauteile des Gebäudes sind überwiegend aus Stahlbeton hergestellt. Die Anforderungen an Stahlbeton sind in DIN 1045-2 festgelegt. Der Bewehrungsstahl spielt gegenüber dem Beton hinsichtlich der Alterungsmechanismen eine untergeordnete Rolle. Der Stahl ist im Normalfall von Beton allseitig umschlossen und so weitgehend vor äußeren Einflüssen geschützt. Die Dauerhaftigkeit von Stahlbetonbauteilen wird wesentlich durch die Betonzusammensetzung und die Verarbeitung bestimmt. Daher soll hier zunächst auf die Zusammensetzung, Verarbeitung und Alterung von Beton eingegangen werden.

Stahl wird in einer Anlage gefertigt und durchläuft vor der Freigabe und Weiterarbeitung verschiedene Qualitätskontrollen, während Beton meist erst auf der Baustelle gemischt und gegossen wird. Die Bedingungen, die beim Aushärten von Beton herrschen, sind wichtig für dessen Qualität /IAE 06/. Normalerweise wird Beton durch das Vermischen von Zement, Wasser und Betonzuschlagstoffen (Sand und Kies oder Splitt) hergestellt. Er kann außerdem Betonzusatzstoffe und -zusatzmittel enthalten,

welche die verschiedenen Eigenschaften des Betons gezielt verbessern sollen. Beton kann also auf sehr unterschiedliche Art und Weise zusammengesetzt sein.

Entscheidenden Einfluss auf die Qualität des Betons und dessen Langzeitverhalten hat seine Herstellung und Verarbeitung. Werden dabei Fehler gemacht, hat dies Auswirkungen auf die Langzeitbeständigkeit des Materials. So sind für eine ausreichende Dauerhaftigkeit des Betons die Betonzusammensetzung, die Verdichtung, die Abbindeprozedur und die Nachbehandlung des Betons wichtig.

Für den noch nicht abgeordneten Beton (Frischbeton) ist die Verarbeitbarkeit wichtig. Der Frischbeton muss ohne wesentliches Entmischen gefördert, verarbeitet und vollständig verdichtet werden können. Der gemischte bzw. fertig angelieferte Beton muss schnellstmöglich verarbeitet und verdichtet werden. Durch das Verdichten sollen die Lufteinschlüsse verringert werden, um ein dichtes Betongefüge mit wenigen Grobporen zu erhalten. Unzureichende Verdichtung des Betons wirkt sich auf die Festigkeit des Werkstoffs und somit auf Qualität und Dauerhaftigkeit aus. Beim Einbau und Verdichten dürfen sich die Betonbestandteile nicht trennen, d. h. es dürfen sich keine groben Bestandteile nach unten absetzen und es darf sich an der Betonoberfläche keine Wasserschicht bilden, da sonst die Festigkeit und Dauerhaftigkeit des Betons nicht gesichert sind.

Beim Abbinden von Zement mit Wasser erwärmt sich Beton durch exotherme chemische Hydratationsreaktionen. Der zunächst dünnflüssige „Zementleim“ versteift, erstarrt und wird schließlich fest. Das Abbinden geschieht relativ langsam und ist temperaturabhängig. Nach dem Abklingen der Reaktionen zieht sich das verfestigte Material zusammen und kann Risse bilden. Die Steuerung des Abbindeprozesses erfolgt durch Betonzusätze, durch die Berücksichtigung der meteorologischen Bedingungen (z. B. Vermeidung von Frost) bei der Verarbeitung, durch thermische Abschirmung gegen zu rasches Auskühlen (z. B. Schalung) und durch sorgfältigen, stufenweisen Aufbau der Gesamtstruktur des Materials.

Für eine dauerhafte Betonoberfläche ist die Nachbehandlung des frischen Betons erforderlich. Durch die Nachbehandlung soll die Betonoberfläche gegen Austrocknung geschützt werden und so zu einer dichten Oberfläche führen. Hierzu muss für die Hydratation des Zements ausreichend Wasser in den Oberflächenbereichen des Betons vorhanden sein. In den verschiedenen Jahreszeiten sind hierzu jeweils besondere Maßnahmen erforderlich.

### 3.5.3 Dauerhaftigkeit von Beton, mögliche Beeinflussungen und Folgen für die Langzeiteigenschaften

Beton kann durch verschiedene innere und äußere Einflüsse und auch durch die im Beton eingebettete Stahlbewehrung in seiner Dauerhaftigkeit beeinflusst werden. Die gängigen Schädigungseinflüsse an den Betonstrukturen von Gebäuden können erfahrungsgemäß sein:

- Witterung,
- Wasser,
- chemische Einwirkungen durch Schadstoffe,
- Reaktionen im Beton,
- Formänderungen durch mechanische Belastung (z. B. durch Kriechen, Zugbeanspruchung, ungleichmäßige Setzungen),
- konstruktive Mängel.

Durch die Witterung (UV-Strahlung, Temperaturunterschiede, Wind, Niederschläge) werden auch Betonflächen guter Qualität im Laufe der Zeit angegriffen. Dabei wird die Zementleimschicht an der Oberfläche langsam abgebaut und werden Feinporen geöffnet, sodass Wasser und Schadstoffe zunehmend tiefer eindringen können. Mit der Zeit kann die Betonoberfläche absanden. Treten Moos- und Algenbewuchs ein, verstärkt dies die Schadenswirkung /RUP 08/.

Auch durch Wasser sind Schäden möglich. Beton besitzt eine poröse, kapillare Struktur und ist nicht wasserdicht. Friert eingedrungenes Wasser im Beton, kann der Beton reißen. In sehr feinen Poren gefriert Porenwasser hingegen erst deutlich unter 0°C (Oberflächeneffekte). Durch den Frost-Tau-Wechsel dehnt sich der Beton aus bzw. zieht sich zusammen, was die Wasseraufnahme und damit den Schädigungseffekt weiter steigert. Außerdem verbleibt auch nach dem Abbinden des Betons freies Wasser in dessen Poren, das durch weitere Austrocknung entweicht. Bei hohen Temperaturen kann auch gebundenes Wasser aus dem Beton entweichen. Beide Effekte haben eine Rissbildung bzw. ein Abplatzen des Betons zur Folge /IAE 06/.

Bei den chemischen Einwirkungen durch Schadstoffe ist zunächst die Carbonatisierung oder Betonkorrosion zu nennen, eine chemische Reaktion, die in jedem Beton abläuft. Beton nimmt dabei  $\text{CO}_2$  aus der Luft auf. Dadurch wird der pH-Wert des Betons an der Oberfläche vom alkalischen ins saure Milieu verschoben und die Korrosion von Stahl begünstigt. Die Korrosionsprodukte des Stahls wiederum können durch die Volumenvergrößerung ein Reißen des Betons bewirken /INE 04/. Die Carbonatisierung bewirkt eine meist gleichmäßige, flächige Korrosion und ist abhängig von Alter und der Porosität des Betons und dessen Witterungsschutz. Bei fortschreitender Korrosion kann der Beton abplatzen und die Bewehrung freilegen. Zusätzlich korrodiert die Stahlbewehrung. Als Folge davon wird die Tragfähigkeit der betroffenen Bauteile reduziert, umfangreiche Reparaturarbeiten oder gar der Abriss werden erforderlich.

Ein weiterer Schadstoff, der die Dauerhaftigkeit von Beton nachteilig beeinflusst, ist Sulfat. In alkalischem Milieu bildet sich das kristallwasserhaltige Mineral Ettringit (chemische Summenformel  $3 \text{CaO} \cdot \text{Al}_2\text{O}_3 \cdot 3 \text{CaSO}_4 \cdot 32 \text{H}_2\text{O}$ ), welches ein höheres Volumen beansprucht als seine Ausgangsstoffe. Beim sog. „Sulfatreiben“ reagieren Betonbestandteile mit Sulfaten, die in Böden oder in (Ab-)Wässern vorkommen. Durch starke Volumenvergrößerung entstehen große mechanische Spannungen, die zu Abplatzungen führen können. Verhindert werden kann das Sulfatreiben durch den Einsatz spezieller Zemente.

Die Alkali-Kieselsäure-Reaktion oder das „Alkalitreiben“ ist die Bezeichnung für die chemische Reaktion zwischen alkalischen Bestandteilen des Zementsteins im Beton und Betonzuschlägen mit alkalilöslichen Bestandteilen aus dem Sand oder Kies. Die Folge ist eine Volumenzunahme mit Rissen und Abplatzungen, welche die Betonbauteile stark schädigen können. Die Schäden treten normalerweise erst nach etwa 5 – 10 Jahren auf /VDZ 10a/. Durch Verwendung von Zementen mit niedrigem Alkaligehalt kann bei Verwendung von Betonzuschlägen mit alkaliempfindlichen Bestandteilen die Alkalireaktion meist vermieden werden, insofern kann diese Reaktion nicht nur als chemische Einwirkung durch einen Schadstoff, sondern auch als konstruktiver Mangel betrachtet werden.

Eine weitere Reaktion, die zwischen den Betonbestandteilen ablaufen kann, ist das sog. „Kalktreiben“. Es entsteht, wenn aufgrund von fehlerhafter Zementzusammensetzung freies Calciumoxid in größeren Mengen vorliegt und deshalb die Reaktion mit Wasser sehr langsam abläuft. Das sich bildende Calciumhydroxid  $\text{Ca}(\text{OH})_2$  hat eine

Volumenzunahme zur Folge, und es können Abplatzungen an den Betonteilen auftreten /JUC 10/.

Schäden an Beton können nicht nur durch Witterungseinflüsse und chemische Reaktionen auftreten, sondern auch durch konstante Druck- oder Zugbelastung. Die Folge kann eine Verformungszunahme des Betons im Laufe der Zeit sein, die als Kriechen bezeichnet wird. Das Kriechen hat seine Ursache in chemisch nicht gebundenen Wassermolekülen, die durch äußere Belastung im Beton bewegt werden. Bei höheren Dauerbelastungen können sich zunehmend Mikrorisse bilden.

Auch Fehler bei der Verarbeitung von Frischbeton können zu Schäden führen. So können durch unsachgemäße Verdichtung bei der Herstellung entstandene größeren Poren im Beton zu einer schnelleren lokalen Carbonatisierung führen und damit zu einer schnelleren Korrosion des Bewehrungsstahls. Auch die Betondeckung des Stahls ist ausschlaggebend. Je dünner, poröser und weniger alkalisch diese ist, desto eher kann ein Schaden eintreten.

Im Beton existieren schon von Anfang an feine Risse, die sich aus der Herstellung ergeben und keinen Mangel oder Schaden darstellen. Thermische oder mechanische Spannungen im Bauteil können diese aber vergrößern. Nach DIN 1045-1 ist die Rissbreite so zu beschränken, dass die ordnungsgemäße Nutzung des Tragwerks sowie sein Erscheinungsbild und die Dauerhaftigkeit als Folge von Rissen nicht beeinträchtigt werden /VDZ 10b/.

#### **3.5.4 Regulatorische Anforderungen**

Für bauliche Anlagen gelten die entsprechenden Landesbauordnungen der Bundesländer. Für ein dauerhaftes Betonbauwerk müssen die Standsicherheit und die für die Nutzung notwendigen Eigenschaften unter den planmäßigen Beanspruchungen über die geplante Nutzungsdauer sowie unter Berücksichtigung der Wirtschaftlichkeit konstant sein. Dazu muss das Bauwerk einen ausreichenden Widerstand gegenüber Umwelteinwirkungen aufweisen. Die Dauerhaftigkeit von Betonbauwerken hat in Deutschland laut /VDZ 10b/ über das Bauproduktengesetz /BPG 06/ und die Landesbauordnungen den Rang einer gesetzlichen Anforderung. Nach DIN 1045-1 gelten Bauwerke dann als dauerhaft, wenn die Tragfähigkeit und Gebrauchstauglichkeit ohne wesentli-

chen Verlust der Nutzungseigenschaften bei einem angemessenen Instandhaltungsaufwand während der geplanten Nutzungsdauer gegeben sind /VDZ 10b/.

In DIN 1045 „Tragwerke aus Beton, Stahlbeton und Spannbeton“ sind die Anforderungen an den Beton in Abhängigkeit von den möglichen Einwirkungen festgelegt und werden u. a. auch Betonzusammensetzung, Rechenwerte der Rissbreite, Betonbedeckung der Bewehrung und Nachbehandlungsdauer im Hinblick auf Dauerhaftigkeit vorgegeben.

Für die Überprüfung der Frisch- und Festbetoneigenschaften wird der Beton in drei Überwachungsklassen eingeteilt. Aus diesen ergeben sich Umfang und Häufigkeit der Prüfungen, die in DIN 1045-3 geregelt sind. Beton der Überwachungsklassen 2 und 3 ist zusätzlich zur Eigenüberwachung der ausführenden Firma durch eine anerkannte Überwachungsstelle zu überprüfen.

Bereits während der Planung und Auslegung eines Zwischenlagers ist gemäß /RSK 01/ ein nach Sicherheitserfordernissen abgestuftes Konzept zur Qualitätssicherung für die Errichtung und den Betrieb der Anlage auszuarbeiten. Für die begleitenden Kontrollen zur Qualitätssicherung soll nach /RSK 01/ die KTA 1401 „Allgemeine Forderungen an die Qualitätssicherung“ /KTA 1401/ sinngemäß angewandt werden. Letztere regelt die Qualitätssicherung u. a. bei der Planung, Auslegung und Errichtung baulicher Anlagen.

### **3.5.5 Besonderheiten der Teilkomponenten des Gebäudes**

In den folgenden Kapiteln werden die einzelnen Gebäudebestandteile beschrieben, die Gründe und Einflüsse für Langzeit- und Alterungseffekte dargestellt und eine Betrachtung bezüglich der durchgeführten Überwachung für den genehmigten Lagerzeitraum von 40 Jahren für die Gebäudebestandteile angestellt.

#### **3.5.5.1 Fundamente**

Das Fundament oder die Gründung ist der Übergang vom Bauwerk zum Boden. Aufgabe des Fundaments ist es, die durch das Bauwerk und dessen Nutzung verursachten Verformungen des Bodens gering zu halten, um so die Stabilität des Gebäudes zu sichern. Im Allgemeinen werden die Fundamente aus Stahlbeton hergestellt.

Tabelle 3-13 stellt denkbare Langzeit- und Alterungseffekte für die Fundamente und die vorstellbaren Schädigungseinflüsse dar. Soweit möglich, werden auch die potentiellen Wirkmechanismen beschrieben.

Das Fundament kann durch im Boden vorhandene Sulfate angegriffen werden, die in Wasser gelöst werden (sog. „Sulfattreiben“, siehe auch Kapitel 3.5.3). Korrosion der Stahlbewehrung und Abplatzen des Betons können die Folgen sein. Auch Wasser, das an das Fundament gelangt, kann zu Schädigungen führen. Der Zeitraum, in dem diese Prozesse ablaufen, hängt von den konkreten Bedingungen des Standorts und vielen konstruktiven Details ab und lässt sich daher nicht verallgemeinern.

**Tabelle 3-13:** Mögliche Langzeit- und Alterungseffekte an den Fundamenten

Schädigungseinflüsse	Wirkmechanismen	Langzeit- und Alterungseffekte
Bodenbestandteile, Wasser bzw. Bodenfeuchtigkeit	Auswaschung, Sulfatreiben	Korrosion der Stahlbewehrung, Abplatzungen
Formänderungen, ungleiche Setzung des Untergrundes	Mechanische Beanspruchung	Rissbildung am Fundament
Wärmeabgabe der Behälter	Thermische Beanspruchung	Rissbildung am Fundament
chemische Einwirkungen, konstruktive Mängel	Karbonatisierung	Rissbildung am Fundament, Korrosion der Stahlbewehrung

Weiter können Risse auftreten, wenn sich der Untergrund des Zwischenlagers ungleichmäßig setzt und sich damit die Statik verändert. Die Setzung des Gebäudes findet im Allgemeinen zeitnah nach dessen Errichtung statt und verändert sich dann nochmals im Laufe der Behältereinlagerung.

Durch die Wärmeabgabe der Lagerbehälter und die Weiterleitung der Wärme bis in den Fundamentbereich kann es durch Austrocknung des Betons auch zu Rissen im Fundament kommen. So kann sich beispielsweise laut Kurzbeschreibung des Zwischenlagers Philippsburg /ENB 01/ die Bodenplatte unter den Behältern auf maximal 120°C erwärmen; die im Fundamentbereich maximal möglichen Temperaturen sind hingegen etwas geringer. Auch durch konstruktive Mängel, wie z. B. eine zu geringe Überdeckung der Bewehrung können Risse oder Korrosion auftreten.

Das Fundament des Lagergebäudes ist als eine Komponente anzusehen, bei der weder Überwachungsmaßnahmen (wie eine direkte Beobachtung) möglich sind - abgesehen von einer allerdings unverhältnismäßig aufwändigen Überwachung im Hinblick auf Langzeit- und Alterungseffekte, - noch nachträgliche Schutz- und Erhaltungsmaßnahmen bei erkannten Alterungseffekten. Die Folgen einer durch Alterung nachlassenden Qualität der Fundamente deuten sich mittelbar durch Risse am Bauwerk über einen längeren Zeitraum an und sind insoweit sehr gut zu erkennen. Auch die jährlichen Setzungsmessungen erlauben in einem gewissen Umfang einen frühzeitigen Rückschluss auf Alterungseffekte und den Zustand der Fundamente. Die RSK fordert in /RSK 01/ im Rahmen des Zehn-Jahres-Berichts eine Auswertung solcher regelmäßigen Setzungsmessungen. Gegebenenfalls vorliegende Hinweise, die sich im Rahmen der Überwachung (Gebäudebegehung, Langzeitauswertung der Ergebnisse von Setzungsmes-

sungen) indirekt ergeben, sind daher sorgfältig auf mögliche (Mit-)Verursachung durch Alterungseffekte im Fundamentbereich des Gebäudes hin abzuwägen.

### 3.5.5.2 Bodenplatte

Die Bodenplatte hat die Aufgabe, das Gebäude zum Untergrund und damit zum Grundwasser hin abzudichten und die statischen Lasten des Gebäudes und der Behälter auf die Fundamente abzutragen. Sie liegt auf den Fundamenten auf und schließt das Gebäude zum Boden hin ab. Auf der Bodenplatte stehen die Gebäudewände, die wiederum das Dach tragen. Die Bodenplatte besteht ebenfalls aus Stahlbeton. Unter der Bodenplatte befindet sich eine Bodenverbesserungsschicht (Kiestragschicht) und eine Sauberkeitsschicht aus Beton /BFS 03b/. Zum Erzielen einer verschleißfesten Oberfläche kann die Bodenplatte auf der Oberseite eine Hartstoffeinstreuung haben. Außerdem kann die Bodenplatte mit einer Dekontbeschichtung aus Epoxidharz ausgerüstet sein.

Tabelle 3-14 stellt denkbare Langzeit- und Alterungseffekte für die Bodenplatte dar. Die Dekontschicht wird hier nicht weiter betrachtet, weil davon auszugehen ist, dass eine Epoxidharzfläche im Schadens- wie im Alterungsfall leicht auszubessern ist bzw. durch eine Überschichtung ersetzt werden kann.

**Tabelle 3-14:** Mögliche Langzeit- und Alterungseffekte an der Bodenplatte

Schädigungseinflüsse	Wirkmechanismen	Langzeit- und Alterungseffekte
Ungleiche Setzung des Untergrundes	Mechanische Beanspruchung	Rissbildung
Formänderungen durch Gewicht der Behälter bei unterschiedlichen Einlagerungszuständen (ungleiche Krafteinwirkung)	Mechanische Beanspruchung	Absenkungen/Aufwölbungen der Bodenplatte, Rissbildung in der Bodenplatte
Wärmeabgabe der Behälter	Thermische Beanspruchung	Bildung von Spannungsrisse an Bodenplatte
Konstruktive Mängel	Chemische Veränderungen im Beton	Risse, Abplatzungen

Risse in der Bodenplatte können auftreten, wenn sich der Untergrund des Zwischenlagers ungleichmäßig setzt. Die Setzung des Gebäudes findet zumeist zeitnah nach dessen Errichtung statt und ändert sich im Laufe der Beladung mit Behältern. Erfolgt

die Beladung des Zwischenlagers mit Lagerbehältern ungleichmäßig (z. B. von einer einzigen Seite des Lagers her), resultieren ungleichmäßige Auflasten auf die Bodenplatte, verbunden mit ungleichmäßigen Setzungen und dadurch induzierten Zugspannungen in der Bodenplatte. Dies kann zu Rissbildungen führen. Es wird vermutet, dass im Zwischenlager Ahaus beobachtete Rissbildungen in der Bodenplatte, die noch unterhalb der zulässigen Rissbreite liegen, auf diesen Effekt zurückzuführen sein könnten /MWME 08/. Ferner kann es aufgrund der Wärmeabgabe der Lagerbehälter durch Austrocknung des Betons zu Rissen in der Bodenplatte kommen.

Im Rahmen der Wiederkehrenden Prüfungen werden die Bauwerksteile, zu denen auch die Bodenplatte gehört, jährlich visuell durch den Betreiber geprüft. Zu den Prüfungen wird alle 5 Jahre ein Gutachter zugezogen. Außerdem werden Setzungsmessungen durchgeführt.

Die im Zwischenlager Ahaus, das 1992 in Betrieb genommen wurde, aufgetretenen Risse in der Bodenplatte des Gebäudes werden im Rahmen einer jährlichen Überprüfung der Gebrauchstauglichkeit der Lagerhalle überwacht. Die Überprüfung wurde von der Aufsichtsbehörde angeordnet und umfasst eine Rissbeobachtung sowie eine Gebäudehöhenmessung. Neben den genannten Inspektionen findet in Ahaus alle 5 Jahre eine detaillierte Baubegutachtung in Form einer Bauzustandsbesichtigung statt, die nach baurechtlichen Belangen durchgeführt wird /MWME 08/.

Je nachdem, um welche Schadensarten es geht, können Schäden an der Bodenplatte durch Reparaturmaßnahmen repariert werden. Der Aufwand der Reparatur hängt u. a. von der Belegung des Lagers ab. In Deutschland werden Reparaturmaßnahmen in der Richtlinie „Schutz und Instandsetzung von Betonbauteilen“ des Deutschen Ausschusses für Stahlbeton und in der DIN EN 1504 „Produkte und Systeme für den Schutz und die Instandsetzung von Betontragwerken“ geregelt. Je nach Art des Schadens können Schäden an der Bodenplatte auch Folgeschäden an anderen Gebäudeteilen zur Folge haben.

Es kann davon ausgegangen werden, dass Materialien und Methoden zur Reparatur von Schäden über den gesamten Genehmigungszeitraum von 40 Jahren zur Verfügung stehen und sich die Materialbeschaffung in diesem Zeitraum voraussichtlich nicht übermäßig schwierig gestalten wird, da es sich um häufig verwendete Materialien handelt.

Durch die regelmäßigen visuellen Prüfungen können Alterungsschäden wie Risse in der Bodenplatte erst bemerkt werden, wenn sie an der Oberfläche auftreten und äußerlich sichtbar sind. Durchbiegungen, die z. B. mit Rissbildungen auf der Unterseite einhergehen können, sind auf diese Weise nicht erkennbar bzw. erst dann, wenn sie ein hohes Ausmaß erreicht haben. Durchbiegungen von einem Umfang, der noch keine visuelle Erkennung ermöglicht, wären nur durch flächenmäßig angelegte Niveaumessungen an der Bodenplatte identifizierbar. Soweit aus den vorliegenden Quellen ersichtlich, sind solche Messungen nicht vorgesehen. Es sollte jedoch bedacht werden, dass durch jegliche Art von Rissen in der Bodenplatte die Abdichtung zum Untergrund nicht mehr sicher nachweisbar ist.

### **3.5.5.3 Wände**

Die Wände bilden die Gebäudehülle und schirmen die eingelagerten Abfälle gegen Witterungseinflüsse ab. Sie dienen auch der Abschirmung radioaktiver Strahlung. Die Innen- und Außenwände sind in Stahlbeton ausgeführt. Außenwände haben je nachdem, ob das WTI- oder das STEAG-Konzept zum Einsatz kommt, eine Stärke von ca. 0,85 m bzw. ca. 1,2 m, Innenwände (nur beim WTI-Konzept) eine Stärke von ca. 0,50 m. Die Abschirmwände zwischen dem Verladebereich und den Lagerbereichen sind 0,80 m dick /BFS 03b/. In den Längsseiten der Außenwände sind als „Labyrinth“ ausgebildete Zuluftöffnungen angeordnet /EON 01, ENB 08/, die mit Wetterschutz- bzw. Vogelschutzgittern ausgestattet sind. Außenwände und Dach sind zur Verringerung des Temperaturgradienten im Beton nach außen hin wärmeisoliert. Die Wärmeisolation wird nicht gesondert betrachtet, weil davon auszugehen ist, dass diese leicht auszu-tauschen wäre und auch in einigen Jahrzehnten noch Materialien zur Wärmeisolation von Gebäuden verfügbar sein werden. Die Außenwände sind in der Regel verkleidet (z. B. Metallfassaden im zu errichtenden Zwischenlager in Obrigheim sowie in den Zwischenlagern Grafenrheinfeld, Grohnde und Philipsburg), die Innenwände im Lagerbereich sind betonroh /BFS 03b/, im Verladebereich und im Bereich der Behälterwartung teilweise mit einem Dekontanstrich versehen.

Tabelle 3-15 stellt denkbare Langzeit- und Alterungseffekte neben den Schädigungseinflüssen und Wirkmechanismen für die Wände dar.

**Tabelle 3-15:** Mögliche Langzeit- und Alterungseffekte der Wände

<b>Schädigungseinflüsse</b>	<b>Wirkmechanismen</b>	<b>Langzeit- und Alterungseffekte</b>
ungleichmäßige Setzung des Gebäudes	Mechanische Beanspruchung (Druck- bzw. Zugspannungen)	Rissbildung
Wärmeabgabe der Behälter, Wärme-/Kälteeinwirkungen durch verschiedene Jahreszeiten	Thermische Beanspruchung	Bildung von Spannungsris-sen am Bauwerk
Witterungseinflüsse	Chemische und mechanische Beanspruchungen	Rissbildung, Abplatzen
chemische Einwirkungen durch Schadstoffe, konstruktive Mängel	Karbonatisierung und andere chemische Reaktionen im Beton	Rissbildung, Abplatzen

Wenn sich der Untergrund, die Fundamente oder die Bodenplatten des Zwischenlagers ungleichmäßig setzen, kann es durch mechanische Beanspruchung auch zu Rissen in den Wänden kommen. Auch durch Absenkungen bzw. Aufwölbungen der Bodenplatte können Folgeschäden in den Wänden auftreten. In Zwischenlagern können sich laut Kurzbeschreibung des Zwischenlagers Philippsburg die Betonteile auf bis zu 80°C erwärmen /ENB 01/. Durch die Wärmeabgabe der Lagerbehälter kann es dann durch Austrocknung des Betons zu Rissen und Abplatzungen an den Wänden kommen. Dieselbe Wirkung können auch Witterungseinflüsse haben. Durch konstruktive Mängel wie fehlerhafte Betonzusammensetzung oder durch Carbonatisierung können Risse oder Korrosion auftreten.

Im Rahmen der Wiederkehrenden Prüfungen werden die Bauwerksteile, zu denen auch die Wände gehören, jährlich visuell durch den Betreiber und alle 5 Jahre zusätzlich im Beisein eines Gutachters geprüft. Außerdem werden Setzungsmessungen durchgeführt.

Im Schadensfall kann die Integrität der Wände durch Reparaturmaßnahmen wiederhergestellt werden, je nachdem wie tiefgreifend der Schadmechanismus wirksam war. In Deutschland regelt dies die Richtlinie „Schutz und Instandsetzung von Betonbauteilen“ des Deutschen Ausschusses für Stahlbeton und die DIN EN 1504 „Produkte und Systeme für den Schutz und die Instandsetzung von Betontragwerken“. Reparaturmaßnahmen sind im Allgemeinen einfach durchzuführen, bei Maßnahmen innerhalb eines vollbelegten Lagers allerdings könnten Einschränkungen zu beachten sein, um

die sichere Lagerung nicht zu beeinträchtigen. Je nach Art des Schadens können auch Folgeschäden an anderen Gebäudeteilen, wie dem Dach oder der Krananlage auftreten, und die Statik des Gebäudes kann sich verändern.

Es kann davon ausgegangen werden, dass Materialien und Methoden zur Reparatur von Wandschäden über den gesamten Genehmigungszeitraum von 40 Jahren zur Verfügung stehen und die Materialbeschaffung in diesem Zeitraum voraussichtlich keine Schwierigkeiten mit sich bringt.

Die Wände sind von innen her durchgängig inspizierbar. Von außen ist dazu zunächst die Verkleidung und die Wärmeisolation zu entfernen und nach erfolgter Inspektion wieder fachgerecht anzubringen. Durch regelmäßig durchgeführte visuelle Prüfungen von innen sowie durch stichprobenartige Inspektionen von außen und durch Auswertung der Ergebnisse von Setzungsmessungen können relevante Schäden an den Wänden bemerkt werden. Die systematische Auswertung von Langzeittrends der Beobachtungen ermöglicht auch die Erkennung von langsam ablaufenden Alterungsprozessen.

#### **3.5.5.4 Dach**

Das Dach bildet den Abschluss der Gebäudehülle nach oben und hat im Wesentlichen gleiche Funktionen wie die Wände. Die Flachdachdecke ist aus Stahlbeton gefertigt. Zur Verringerung des Temperaturgradienten im Beton ist das Dach nach außen hin wärmeisoliert. Eine wasserdichte Dachabdichtung schützt das Dach ferner vor der Beanspruchung mit Niederschlagswasser und damit vor eindringendem Wasser.

Für die Planung und Ausführung von Abdichtungen für nicht genutzte Dächer gilt die DIN 18531. Die Dachdecke hat beim STEAG-Konzept eine Deckenstärke von ca. 1,3 m, beim WTI-Konzept von ca. 0,55 m. Im Dach sind Abluftöffnungen angeordnet, die in Kombination mit den Zuluftöffnungen in der Außenwand den natürlichen Luftwechsel für die Abfuhr der Zerfallswärme aus den Behältern gewährleisten /ENB 08/. Die einzelnen Öffnungen sind mit Wetterschutzgittern mit integrierten Vogelschutzgittern versehen. Das in den Dachbereichen anfallende Regenwasser wird über Fallleitungen abgeführt /BFS 03b/. Anforderungen an die Entwässerungstechnik von Gebäuden regelt die DIN 1986.

Tabelle 3-16 stellt denkbare Langzeit- und Alterungseffekte neben den Schädigungseinflüssen und Wirkmechanismen für das Dach dar.

**Tabelle 3-16:** Mögliche Langzeit- und Alterungseffekte am Dach

Schädigungseinflüsse	Wirkmechanismen	Langzeit- und Alterungseffekte
ungleichmäßige Setzung des Gebäudes	Mechanische Beanspruchungen	Rissbildung
Wärmeabgabe der Behälter, Wärme/Kälteeinwirkungen durch verschiedene Jahreszeiten	Thermische Beanspruchung	Bildung von Spannungsrissen am Bauwerk
Witterungseinflüsse	Chemische und mechanische Beanspruchungen	Rissbildung, Abplatzen
konstruktive Mängel	Chemische Reaktionen im Beton	Rissbildung, Abplatzen

Setzt sich der Untergrund eines Zwischenlagers ungleichmäßig, so kann es durch mechanische Beanspruchung zu Rissen auch im Beton des Daches kommen. Durch hohe Temperaturen (Wärmeabgabe der Lagerbehälter; klimatisch bedingte Temperaturen) kann es an der Decke, insbesondere der Innenseite, durch Austrocknung des Betons zu Rissen und Abplatzungen des Betons kommen. Außerdem ist das Dach aufgrund seiner Lage den äußeren Witterungseinflüssen stark ausgesetzt. Diese können zu Betonschäden wie Rissen und Abplatzungen führen. Durch konstruktive Mängel wie fehlerhafte Betonzusammensetzung oder ähnliches oder durch Carbonatisierung können Risse oder Korrosion auftreten.

Im Rahmen von Wiederkehrenden Prüfungen werden gemäß den Genehmigungen der Zwischenlager Grohnde und Grafenrheinfeld /BFS 02/, /BFS 03b/ vom Betreiber jährliche Kontrollen des Daches, der Dachabdichtung und der Dachabläufe durchgeführt, um Alterungseinflüsse zu beherrschen. Ob eine Sachverständigenbeteiligung bei den Prüfungen vorgesehen ist, geht aus den vorliegenden Unterlagen nicht hervor.

Die Lebensdauer der Dachabdichtung ist durch Witterungseinflüsse wie UV-Strahlung, Hagel oder Schneelast auf etwa 15 – 25 Jahre begrenzt. Hier kann im Laufe der Nutzungsdauer eine Erneuerung erforderlich sein. Der Zeitpunkt der Instandsetzung der Dachabdichtung kann anhand der regelmäßig vorgesehenen Bauwerksüberprüfungen festgelegt werden. Die Instandsetzung ist ohne Einschränkung des Lagerbetriebes möglich. Es kann davon ausgegangen werden, dass Materialien und Methoden zur Reparatur von Schäden auch in 40 Jahren noch zur Verfügung stehen. Reparaturen

des Daches von innen wären bei einem vollbelegten Lager nicht unproblematisch, sofern sie über das Ausbessern von Schäden an der Betonoberfläche hinausgehen.

Im Rahmen der Kontrollen können relevante Schäden am Dach und seinen Komponenten bemerkt werden. Insofern ist die Durchführung dieser Prüfungen auch für die Beurteilung von Alterungseffekten verwendbar.

### **3.5.5.5 Türen und Tore**

Türen und Tore sind in einem Zwischenlager das Außentor, die Personen- und Fluchttüren. Das Außentor dient der Ein- und Auslagerung von Behältern aus dem Gebäude, die Personentüren dem Zutritt von z. B. Personal. Die Türen und Tore sind deshalb in Größe und Funktionsweise sehr unterschiedlich. Schließsysteme an Türen und Toren müssen das Gebäude vor unbefugtem Zutritt sichern. Die Außentore des Verladebereiches des Lagergebäudes sind doppelflügelige Tore mit Abschirmwirkung /BFS 03b/. Weiter dienen einige der Türen und Tore dem Brandschutz.

Zur Durchführung von Behältertransporten mit dem Lagerhallenkran zwischen den Verlade- und Lagerbereichen ist in den Abschirmwänden ein elektrisch verfahrbares Abschirmtor vorhanden. Bei Stromausfall können die Tore auch von Hand geöffnet bzw. geschlossen werden /BFS 03b/. Durch die Einstufung der Abschirmtore und der Außentore in eine bestimmte Qualitätsklasse wird sichergestellt, dass die Tore im Rahmen der errichtungsbegleitenden Kontrollen insbesondere hinsichtlich ihrer abschirmenden Wirkung anforderungsgerecht ausgeführt werden /BFS 03b/.

Tabelle 3-17 stellt denkbare Langzeit- und Alterungseffekte neben den Schädigungseinflüssen und Wirkmechanismen für Türen und Tore dar.

Die Türen und Tore in einem Zwischenlager haben sehr unterschiedliche mechanische Schließsysteme, die im Laufe der Zeit ausfallen können. Außerdem können sich durch Setzung des Gebäudes oder Temperaturschwankungen Materialbeanspruchungen ergeben, die dazu führen, dass sich Türen/Tore oder deren Rahmen verziehen.

Im Rahmen von Wiederkehrenden Prüfungen werden vom Betreiber regelmäßige Kontrollen des Abschirmtors, der Personentüren und des Eingangstors durchgeführt.

**Tabelle 3-17:** Mögliche Langzeit- und Alterungseffekte an Türen und Toren

Schädigungseinflüsse	Wirkmechanismen	Langzeit- und Alterungseffekte
Materialalterung wie Ermüdungserscheinungen nach entsprechend häufigen Lastwechseln	Mechanische Beanspruchung	Ermüdungsbrüche, Verbiegen von Zapfen etc., Materialabrieb
Setzung des Gebäudes, Temperaturschwankungen	Mechanische Beanspruchung, thermische Beanspruchung	Tür oder Rahmen verziehen sich, keine Dichtigkeit und Gängigkeit mehr gewährleistet

Im Rahmen dieser Kontrollen sowie durch regelmäßige Nutzung der Türen und Tore können relevante Schäden an Türen und Toren bemerkt werden. Außerdem sind Türen und Tore auch bei laufendem Lagerbetrieb relativ problemlos auszutauschen. Die Wiederbeschaffung bei Ausfall einer Tür oder eines Tores dürfte innerhalb des Betriebszeitraumes voraussichtlich keine Schwierigkeiten bereiten.

Insofern kann die Durchführung der genannten Prüfungen als ausreichend für die Langzeitsicherheit von Türen und Toren für die genehmigte Lagerzeit von 40 Jahren betrachtet werden. Besondere Langzeitaspekte sind bei diesen Komponenten aufgrund

- der unmittelbaren Ausfallerkennung,
- der leichten Erkennung von Alterungserscheinungen,
- der uneingeschränkten Austauschbarkeit

nicht zu erwarten.

### 3.5.6 Fazit

Ein Zwischenlagergebäude besteht hauptsächlich aus Stahlbeton. Bei der Alterung dieses Materials spielt nicht so sehr der Stahl eine Rolle als vielmehr der Beton. Beton ist ein hochkomplexer Werkstoff, dessen Eigenschaften von zahllosen Faktoren wie Materialzusammensetzung, Verarbeitung, Nachbehandlung etc. abhängig sind und die im Rahmen dieser Arbeit nicht in ihrer ganzen Breite aufgezeigt werden können. Auch die Dauerhaftigkeit von Beton hängt von zahlreichen Faktoren ab. Die Eigenschaften, Abhängigkeiten und potentiellen Schadmechanismen dieses Materials legen den

Schluss nahe, dass eine Voraussage über das Verhalten von Beton über sehr lange Zeiträume nicht zuverlässig gemacht werden kann. So kann auch nicht vorausgesagt werden, ob der Beton eines Zwischenlagergebäudes noch nach sehr langen Zeiträumen (im Bereich von 100 Jahren) den (dann geltenden) Anforderungen entspreche oder nicht.

Betonbauten müssen vielmehr in jedem Einzelfall entsprechend den

- jeweils geltenden Normen (die den jeweiligen Stand des Wissens und der Technik repräsentieren),
- am konkreten Objekt vorliegenden Langzeiterfahrungen (aus Beobachtungen, Messungen, Reparaturen etc.)

durch Langzeitbeobachtung hinsichtlich Alterung überwacht werden. Die Überwachung ist überwiegend direkt möglich und nur zum kleineren Teil auf indirekte Schlüsse angewiesen. Ein großer Teil der in Frage kommenden Alterungsmechanismen und -schäden am Gebäude und seinen Bestandteilen kann dabei repariert werden, für andere Teile sind ersatzweise Schutzvorkehrungen für die Begrenzung der Auswirkungen erkannter Alterungsmechanismen denkbar. Ausnahmen stellen der Fundamentbereich und die Unterseite der Bodenplatte dar, für die weder direkte Überwachung noch schützende Eingriffe möglich sind.

### **3.6 Weitere Lager- und Handhabungseinrichtungen sowie Versorgungsanlagen**

#### **3.6.1 Technische Einrichtungen und Anlagen**

Zu den weiteren Lager- und Handhabungseinrichtungen und den Versorgungsanlagen gehören:

- Abschirmschotte,
- Hebebühnen mit mobiler Abschirmung,

- Leittechnische Einrichtungen (insbesondere Strahlenschutzüberwachungseinrichtungen, Kommunikationssystem, jedoch ohne das in Kapitel 3.3.1 behandelte Behälterüberwachungssystem),
- Erdungs- und Blitzschutzanlagen,
- Elektrische Energieversorgung (ohne diejenigen Komponenten, die zum Behälterüberwachungssystem zu rechnen sind),
- Brandschutzeinrichtungen,
- Betriebswassersammelsystem,
- Lüftungstechnische Anlagen,

sowie gegebenenfalls

- Bodenwanne mit Absetzplatte,
- Wartungsbereichskran,
- Wartungsbereichsabschluss.

Die letztgenannten Komponenten sind nicht bei allen Zwischenlagern vorhanden.

### **3.6.2 Sicherheitstechnische Einordnung der Einrichtungen und Anlagen**

Alle genannten Einrichtungen und Anlagen sind für den sicheren Betrieb der Anlage erforderlich. Ein Teil der Einrichtungen und Anlagen erfüllt dabei ausschließlich nukleare Sicherheitsaufgaben (z. B. dienen Abschirmschotte der Begrenzung bzw. Minimierung der Strahlenexposition bei Wartungsarbeiten), ein anderer Teil ausschließlich nicht-nukleare Anforderungen (z. B. die Lüftungstechnischen Anlagen). Der weit überwiegende Teil der Komponenten erfüllt jedoch Anforderungen in beiden Bereichen. So haben beispielsweise die Erdungs- und Blitzschutzanlagen sowohl die nicht-nukleare Aufgabe, Brandauslösende Ereignisse zu begrenzen und Überspannungen innerhalb des Gebäudes abzuführen, in dem sich Personen aufhalten können. Sie sind aber auch zum Schutz der leittechnischen Einrichtungen (Behälterüberwachung) und zur Aufrechterhaltung der Stromversorgung wichtig und erfüllen damit auch nukleare Aufgaben.

Alle genannten Einrichtungen und Anlagen sind im Hinblick auf die Alterung

- in die Kategorie der austauschbaren Komponenten einzuordnen,
- sind ähnlichen Wartungs- und Prüfprozeduren aus dem nuklearen oder nicht-nuklearen Bereich unterworfen,
- unterliegen ähnlichen Abnutzungs-, Alterungs- und Veraltungsmechanismen,
- sind ähnlich gut für Tests, Messungen und Inspektionen zugänglich und daher auf Alterungserscheinungen hin überwachbar,
- erfordern ähnliche Maßnahmen zum Alterungsmanagement.

Es ist daher im Hinblick auf die Alterung nicht sinnvoll, die genannten Komponenten im Hinblick auf die sicherheitstechnischen Zusammenhänge jeweils einzeln zu betrachten und eine eindeutige Trennung zwischen den nicht-nuklearen und nuklearen Aufgabebereichen vorzunehmen.

Die genannten Einrichtungen sind nach allgemeiner Terminologie nicht in die Kategorie der sicherheitsrelevanten SSC einzuordnen, da sie weder direkt noch indirekt den Einschluss der radioaktiven Stoffe beeinflussen oder zur Früherkennung von Leckagen erforderlich sind. Ihr Vorhandensein und Funktionieren ist aber durchgängig für den ordnungs- und bestimmungsgemäßen Betrieb der Gesamtanlage „Zwischenlager“ erforderlich. Ausfälle durch Alterung führen daher eher zu einer Beeinträchtigung des ordnungsgemäßen Gesamtzustandes der Anlage „Zwischenlager“ als zur Verletzung von Schutzziele. Die Überwachung dieser Einrichtungen und Anlagen im Hinblick auf Alterung ist daher dennoch sinnvoll, da sie zum Erhalt des ordnungsgemäßen Betriebs der Gesamtanlage beiträgt.

Darüber hinaus bietet die frühzeitige Erkennung von Alterungseffekten aus Betreiber-sicht auch bei diesen Einrichtungen und Anlagen betriebswirtschaftliche Vorteile, da sich damit Maßnahmen zum Erhalt der Komponenten entwickeln lassen und da sich die Planbarkeit von Maßnahmen zum (frühzeitigen) Austausch dieser Komponenten erhöht.

### **3.6.3 Prüf- und Überwachungsprozeduren der Einrichtungen und Anlagen**

Die genannten Anlagen unterliegen jeweils spezifischen Prüf- und Überwachungsprozeduren. Für nuklearspezifisch wichtige Einrichtungen und Anlagenteile (z. B. ein Teil der leittechnischen Einrichtungen wie die Behälterüberwachung oder die Strahlenschutzüberwachung, die Elektrizitätsversorgung), sind die Prüf- und Überwachungsprozeduren im Prüfhandbuch des Zwischenlagers festgelegt. Für andere Anlagenteile ergeben sich die Prüf- und Überwachungsprozeduren aus nicht-nuklearen Regelungen, z. B. des Brand- oder Blitzschutzes oder aus elektrotechnischen Regeln, z. B. bei der Stromversorgung.

Da alle Einrichtungen und Anlagen leicht zugänglich sind, ist die Erkennung von Alterungsanzeichen, z. B. bei regelmäßigen Begehungen in den meisten Fällen leicht möglich. Es ist daher nur sicherzustellen, dass solche Begehungen regelmäßig erfolgen und dass die Erkennung solcher Anzeichen zum abzuarbeitenden Prüf- und Überwachungsprogramm dazu gehört.

### **3.6.4 Alterungsaspekte der Einrichtungen und Anlagen**

Die genannten Einrichtungen und Anlagen bestehen aus unterschiedlichen Materialien, unterliegen verschiedenen Nutzungsarten, Umgebungsbedingungen und Alterungsmechanismen und weisen daher spezifische Alterungscharakteristika auf. Eine Auflistung der Charakteristika für alle Einrichtungen und Anlagen ist daher sehr umfangreich, bringt aber wegen der leichten Erkennbarkeit von Degradationen kaum zusätzliche Erkenntnisse.

Alle genannten Einrichtungen und Anlagen sind reparierbar bzw. ersetzbar. Sie weisen auch von der langfristigen Wiederbeschaffbarkeit keine Besonderheiten auf, da es sich überwiegend um in der Technik gebräuchliche und weit verbreitete Einrichtungen handelt. In einzelnen Fällen, wie z. B. im Fall der zur Strahlenschutzüberwachung verwendeten Technik, ist diese zwar weniger gebräuchlich, aber findet auch außerhalb der Zwischenlagerung Anwendung. Eine ausgearbeitete Strategie zum Obsoleszenzmanagement ist daher nicht erforderlich. Da die Technik, die Standards und die Normen für alle diese Einrichtungen ebenfalls einer relativ raschen Veraltung unterliegen, ist eine langfristige Lagerhaltung zur Sicherstellung der Versorgung ebenfalls kaum angemessen.

### 3.6.5 Empfehlungen für das Alterungsmanagement bei Einrichtungen und Anlagen

Obwohl es sich nicht um sicherheitsrelevante SSC handelt, sollten die genannten Komponenten und Systeme in die Liste der auf Alterung zu überwachenden Systeme aufgenommen werden. Damit soll sichergestellt werden, dass

- im Rahmen ohnehin erfolgender Prüf- und Überwachungsschritte (nuklear und nicht-nuklear) auch auf Alterungseffekte geachtet wird,
- Beobachtungen, die bei diesen Prüf- und Überwachungsmaßnahmen gemacht wurden, auch in langfristiger Hinsicht ausgewertet werden,
- der notwendige oder vorsorgliche Austausch dieser Komponenten und Systeme rechtzeitig vorgenommen wird,
- Komponenten und Systeme möglichst lückenlos zur Verfügung stehen,

damit der ordnungsgemäße Betrieb der Gesamtanlage „Zwischenlager“ gewährleistet werden kann.

### 3.7 Nicht-technische Alterungsaspekte

Der Aufbau, der Erhalt und die Anpassung von Sicherheitsstrukturen an äußere Veränderungen ist immer auch mit Personen und deren Wissen, Erfahrung und Qualifikation sowie mit Organisationen (des Betreibers einer Anlage, anlagenexternen Dienstleistern, der Aufsichtsbehörden) verbunden. Die Gewährleistung von Sicherheit über lange Zeiträume hat daher neben technischen Fragestellungen immer auch Aspekte, die dem eher nicht-technischen Themenspektrum zuzuordnen sind. Die IAEA ergänzt daher ihre auf technische Komponenten eingeeengte Definition von Alterung und beschreibt diese Alterungsaspekte in ihrem Regulatory Control Glossar als „Non-Physical Ageing“ folgendermaßen:

*„The process of becoming out-of-date (i.e. obsolete) owing to the evolution of knowledge and technology and the associated changes in codes and standards. Examples of non-physical ageing include unavailability of qualified spare parts for old equipment, incompatibility between old and new equipment, and outdated procedures or documentation (e.g. which do not comply with current regulations). Strictly, this is not always ageing as defined above, because it is sometimes not due to changes in the structure, system or component itself. Nevertheless, the ef-*

*fects on protection and safety, and the solutions that need to be adopted, are often very similar to those for physical ageing; the management of non-physical ageing is therefore often addressed within the same programme as that for the management of physical ageing. The term technological obsolescence is also used.“ /IAE 09c/*

Gemäß dieser Definition fällt diese Art von Alterungsvorgängen zwar nicht unter Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC). Ihre Konsequenzen im Hinblick auf die Sicherheit sind aber ähnlich. Und es ist sinnvoll, die Maßnahmen für den Umgang mit dieser Art von Alterung in ein generelles Programm zur Beherrschung der Auswirkungen von Alterung mit aufzunehmen.

Betrachtet man ein Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente hinsichtlich möglicher sicherheitsrelevanter Alterungsvorgänge über den Genehmigungszeitraum von 40 Jahren, so spielen nicht nur technische Aspekte für die Sicherheit eine Rolle, sondern auch die in der IAEA-Definition genannten nicht-technischen Alterungsabläufe, z. B. mögliche Änderungen hinsichtlich des Personals, des Wissenserhalts oder der Organisationsstrukturen. Diese Aspekte sollen hier zusammengefasst werden als nicht-technische Aspekte. Die wichtigsten hier zu nennenden sind:

- Personalplanung,
- Wissenserhalt,
- Dokumentation,
- Qualitätsmanagement.

In den folgenden Kapiteln sollen diese Begriffe zunächst erklärt werden und soll darauf eingegangen werden, warum und wie diese Aspekte bei der Langzeitlagerung eine Rolle spielen können. Dann wird dargestellt, welche regulatorischen Anforderungen zu den genannten Aspekten gezählt werden. Weiter wird aufgezeigt, welchen Einflüssen die jeweiligen nicht-technischen Aspekte im Betrieb über 40 Jahre unterliegen können und welche Maßnahmen zur Verhinderung bzw. Begrenzung der Auswirkungen von Alterung derzeit implementiert sind. Aus der Differenz zwischen derzeit implementierten Mechanismen und der Analyse potentieller Folgen von Alterung werden vorhandene Defizite identifiziert bzw. wird eine Konkretisierung der Anforderungen zur Behebung dieser Defizite aufgezeigt.

### **3.7.1 Personalplanung**

#### **3.7.1.1 Rahmenbedingungen bei der langfristigen Personalplanung**

Der sichere Betrieb eines Zwischenlagers über den Genehmigungszeitraum von 40 Jahren erfordert, dass eine ausreichende Anzahl von Mitarbeitern mit den nötigen Qualifikationen und Erfahrungen über den gesamten Zeitraum kontinuierlich zur Verfügung stehen. Um diesen Anforderungen jederzeit gerecht zu werden, ist eine Personalplanung notwendig, die vorausschauend alle Maßnahmen berücksichtigen muss, um den sicheren Betrieb eines Zwischenlagers aufrecht zu erhalten. Dazu muss über die ausreichende Anzahl der Beschäftigten und deren Qualifikation hinaus auch die funktionierende Organisationsstruktur zur Verfügung stehen. Die Organisationsstruktur bildet die Grundlage für eine langfristige Personalplanung, ist also deren Träger. Unter einer funktionierenden Organisationsstruktur sind organisatorische Rahmenbedingungen zu verstehen, wie z. B. klare Zuständigkeiten und Kompetenzzuteilungen, Zeiteinteilung, ausreichende Redundanz, Einhaltung von Kostenplänen für die verschiedenen Arbeitsbereiche in einem Zwischenlager (z. B. Objektsicherung, Brandschutz, Arbeitsschutz oder Strahlenschutz).

Wichtig für den langen Zeitraum von 40 Jahren ist die Altersstruktur der Mitarbeiter. Nur wenn diese ausgewogen verteilt ist, kann kontinuierliche Arbeit geleistet werden. Ist der Anteil an älteren Mitarbeitern zu hoch, wird in einem kurzen Zeitintervall ein großer Personalteil den Betrieb verlassen. Diese Generationenwechsel stellen dann erhöhte Anforderungen an die Bewältigung dieses raschen Wechsels, an die Tradierung von Wissen und die Übergabe von technischer und organisatorischer Erfahrung an die nachfolgende Generation. Da das Personal im kerntechnischen Bereich nicht selten in mehreren Anlagen eingesetzt wird – z. B. werden Mitarbeiter eines KKW auch im benachbarten Standortzwischenlager eingesetzt, spezialisierte Fachkräfte arbeiten wechselweise in mehreren Anlagen oder bestimmte, selten angeforderte Tätigkeiten mit hoher Spezialisierung sind gänzlich an externe, vom Anlagenbetreiber organisatorisch und ökonomisch unabhängig agierende Dienstleister vergeben – spielt hier auch die betriebsübergreifende Koordination eine Rolle.

Wird der Bedarf an Personal geplant, so sind dabei verschiedene Ziele zu beachten. Wenn Mitarbeiter absehbar ausscheiden, bei absehbar höherem oder geringerem Arbeitsanfall müssen entsprechende Vorkehrungen und Ersatz-, Gegen- oder Abwehr-

maßnahmen geplant und implementiert werden. Für Notsituationen muss unter Umständen zusätzliche Reserve vorgehalten und für kurzfristigen Mehrbedarf zusätzliches Personal einkalkuliert werden.

Für die Personalplanung relevant ist auch die Personalbeschaffungsplanung, die festlegt, wo ein Unternehmen rechtzeitig genügend Mitarbeiter mit entsprechender Qualifikation findet, nach welchen Kriterien die Mitarbeiter ausgewählt werden und welche besonderen Wissens- und Fähigkeitsprofile erforderlich sind und z. B. durch zusätzliche Qualifizierungsmaßnahmen erreicht werden. Da der Personalbedarf in jedem einzelnen Zwischenlager nur begrenzten Umfang hat und viele der in großen Organisationen regelmäßig vorhandenen Ausgleichsmaßnahmen nicht zur Verfügung stehen, ist der insgesamt vorzuhaltenden Personaldecke, der Redundanz bei der Abdeckung der Wissens- und Fähigkeitsprofilen, der Vorsorge gegen unerwartete Ausfälle und den anlagenübergreifenden Aspekten der Personalplanung Aufmerksamkeit zu widmen.

Der Wissenserhalt und die damit verbundene Aus- und Weiterbildung sind zwar eng mit der Personalplanung assoziiert, werden aber in einem eigenen Kapitel behandelt.

### **3.7.1.2 Bestehende Regelungen und Anforderungen**

Die Strahlenschutzverordnung fordert in § 9 als Genehmigungsvoraussetzungen für den Umgang mit radioaktiven Stoffen, dass die Genehmigung nach § 7 nur dann erteilt werden kann, wenn das notwendige Personal für einen sicheren Betrieb vorhanden ist. Weiter wird in § 33 festgelegt, dass der Strahlenschutzverantwortliche für die Bereitstellung von ausreichendem und geeignetem Personal zu sorgen hat. Da die Verantwortlichkeiten insoweit klar geregelt sind, enthält die StrlSchV keine weiteren Bestimmungen darüber, in welcher Weise, mit welchen Planungsmethoden, mit welcher Vorsorgeperspektive und in welchen Abständen Überprüfungen erfolgen sollen.

Zur Personalplanung fordert die RSK-Leitlinie /RSK 01/, dass

*„die Anlage [...] über qualifiziertes und ausreichendes Personal zu verfügen [hat], das die Erfordernisse der Sicherheit gewährleistet und regelmäßig geschult wird. Dies gilt auch, wenn Personal aus benachbarten kerntechnischen Anlagen zum Einsatz kommt.“*

Der letzte Satz zielt auf den Regelfall bei Standortzwischenlagern ab. Da sich bei einem Standortzwischenlager mit der Stilllegung des Kernkraftwerkes grundlegende Veränderungen ergeben, fordert die RSK-Leitlinie für Standortzwischenlager:

*„Ist der Betrieb des Zwischenlagers für einen Zeitraum geplant, der über die Betriebszeit der benachbarten kerntechnischen Anlage, deren Einrichtungen mitgenutzt werden, hinausgeht, ist ein Konzept vorzulegen, das Maßnahmen zur Herstellung eines autarken Betriebs des Zwischenlagers nach der Stilllegung der benachbarten kerntechnischen Anlage aufzeigt.“*

Bestandteil dieses Konzepts ist auch die Personalplanung. Zu den im Konzept zu beschreibenden Maßnahmen gehört auch die Anpassung der Personalplanung an veränderte Rahmenbedingungen.

Die Anforderung, eine langfristige Personalplanung vorzusehen, ergibt sich auch aus dem einschlägigen Regelentwurf zur KTA 1402 über Managementsysteme zur Betriebsführung für kerntechnische Anlagen /KTA 1402/. Dieser enthält in Abschnitt 3.2.4 (Erhaltung und Weiterentwicklung der Personalressourcen) u. a. folgende Anforderung:

*„(4) Zur Gewährleistung, dass Eigenpersonal bei den Kernkompetenzen in ausreichender Anzahl und mit der erforderlichen Qualifikation auch langfristig zur Verfügung steht, ist eine vorausschauende Personalplanung vorzunehmen. Dabei sind alle absehbaren personellen Veränderungen zu berücksichtigen und Personalentwicklungsplanungen, die auf die Erfordernisse (Einarbeitungszeiten, Ausbildungszeiten, neue Anforderungen etc.) abgestimmt sind, vorzusehen.“*

Bezüglich der Perspektiven gibt die KTA den Hinweis, dass die vorausschauende Personalplanung einen Zeitraum von mindestens 5 Jahren umfassen soll. Diese Zeitperspektive ist derjenigen ähnlich, die üblicherweise bei Alterungsvorgängen im technischen und nicht-technischen Bereich angesetzt wird. Hier liegt eine klare Überlappung zwischen den sicherheitsgerichteten Anforderungen an die Personalplanung nach KTA und den eingangs angestellten Überlegungen zu nicht-technischen Alterungsaspekten vor. Es zeigt sich, dass Alterungsaspekte angemessen in die Regelgestaltung eingehen und mit dem sinnvollen Vorgehen im Rahmen des Alterungsmanagements kongruent sind.

Weitere Anforderungen, die zwar nicht formell gelten, aber dem Sinn nach angewendet werden können, finden sich in den RSK-Empfehlungen zur Beherrschung von Alterungsprozessen in Kernkraftwerken /RSK 04/. Dort wird für Betriebsführungssysteme, soweit diese sicherheitstechnisch relevant sind, ein entsprechendes Alterungsmanagement gefordert. Da die Personalplanung gemäß den Ausführungen der KTA ein-

deutig Bestandteil der Betriebsführung ist, gilt diese Forderung auch hier, vor allem, wenn das Betriebsführungssystem sicherheitsrelevante Prozesse steuert oder dessen Datenbasis zur Festlegung sicherheitstechnisch relevanter Entscheidungen dient.

Aus diesen Ausführungen lässt sich schließen, dass in regulatorischer Hinsicht

- die Bedeutung von nicht-technischen Alterungsvorgängen im Hinblick auf die Personalplanung erkannt wird,
- die Notwendigkeit einer langfristigen Personalplanung in das weiterentwickelte Regelwerk bereits Eingang gefunden hat,
- nach dem Stand der Wissenschaft zu einem systematischen und vollständigen Alterungsmanagement auch eine vorausschauende Personalplanung gehört.

### **3.7.1.3 Alterungseinflüsse bei der Personalplanung**

Die Personalplanung unterliegt einer Reihe von Einflüssen und Veränderungen. Diese können in längerfristiger Hinsicht von „gut planbar“ über „planbar, aber nur mit höherer Bandbreite“ bis „nicht vorhersehbar“ reichen. Im Laufe von mehreren Dekaden kann die Personalplanung unterschiedlichen Veränderungen ausgesetzt sein, die den sicheren Betrieb eines Zwischenlagers gefährden können und gegen die daher vorzusorgen ist, die zu vermeiden sind bzw. deren Auswirkungen auf die Sicherheit zu begrenzen ist. Als solche Veränderungen sind hier zu nennen:

- Durch Veränderungen in der Organisationsstruktur eines Zwischenlager-Betreibers, wie sie z. B. durch Außerbetriebnahme und Rückbau eines KKW bei Standortzwischenlagern, bei krisenhaften Unternehmensentwicklungen oder auch durch einen Betreiberwechsel vorkommen kann, können Defizite in der Personalplanung auftreten, die einen Personalmangel herbeiführen oder aufgrund von unklaren Zuständigkeiten zu Schwierigkeiten führen.
- Änderungen im Ablauf von Tätigkeiten erfordern Änderungen im Zeitmanagement und unter Umständen in den Kostenplänen. Durch Veränderungen im Arbeitsablauf, die z. B. durch weiterentwickelte Prüfvorschriften oder veränderte Prüfmethoden von Komponenten auftreten können, kann es zu Veränderungen der für diese Vorgänge nötigen Arbeitszeit kommen und schlimmstenfalls, wenn ein vermehrter

Zeitbedarf nicht berücksichtigt wurde, die Qualität der durchgeführten Arbeit beeinträchtigen.

- Bemühungen zur Senkung von Kosten werden in nahezu jedem Betrieb durchgeführt. Dies führt in der Regel dazu, dass der Betrieb versucht, sich auf die Aufgaben zu konzentrieren, die als Hauptaufgaben gesehen werden und „periphere Aktivitäten“ zurückgestellt werden. Aus betriebswirtschaftlicher Sicht sind Lageraktivitäten „unproduktiv“, da sie nicht zur Wertschöpfung beitragen. Wenn die Abfalllagerung auch nicht mehr mit aktiver Stromerzeugung verknüpft ist, ist das wesentliche verbleibende Incentive für eine verantwortliche Betriebsführung der drohende Imageverlust für das Unternehmen. Da Personalkosten in der Regel einen großen Anteil der Kosten eines Betriebs ausmachen, könnte es hier durch Sparmaßnahmen zu Engpässen kommen.
- In Zwischenlagern werden für viele Tätigkeiten Fremdfirmen beauftragt, da der erforderliche Arbeitsumfang das Vorhalten eigener Mitarbeiter nicht begünstigt. In diesem Fall bleibt nur die Vorbereitung, Begleitung und qualitätssichernde Kontrolle dieser Tätigkeiten bei internen Mitarbeitern. Da die langfristige Verfügbarkeit dieser Dienste nicht mehr alleine Entscheidung der Betreiberorganisation ist, - diese liegt vielmehr im wirtschaftlichen Kalkül der jeweiligen Fremdfirma – und ist das Zwischenlager bei der Ausführung von sicherheitsrelevanten Arbeiten auf Fremdpersonal angewiesen, so können hier Engpässe auftreten, die vom Betreiber nicht vorhergesehen werden können und auf die er nur einen begrenzten Einfluss hat.
- Die Personalplanung ist sehr eng mit dem Erhalt von nicht kodiertem Wissen und praktischer Erfahrung verbunden. So ist es für den sicheren Betrieb eines Zwischenlagers sehr wichtig, dass für sicherheitsrelevante Arbeiten Personal verfügbar ist, das über solches Wissen und Erfahrung verfügt. Da die Anzahl und die Bandbreite von verschiedenen Arten der Behälterhandhabungen in einem im Wesentlichen passiv betriebenen Zwischenlager begrenzt ist, ergeben sich in bestimmten Phasen nur sehr eingeschränkte Erfahrungsmöglichkeiten. So ist es bei einem über 40 Jahre Lagerzeit betriebenen Zwischenlager unwahrscheinlich, dass die praktischen Erfahrungen aus der Zeit der Einlagerung noch bei den gleichen Personen vorhanden ist, die auch die Auslagerung planen und praktisch ausführen müssen.
- Aufgrund von schwierigen wirtschaftlichen Problemen oder unerwarteten Marktentwicklungen können vom Betreiber gebildete Rücklagen stark schrumpfen oder

im Extremfall sogar gänzlich aufgezehrt werden. Dadurch können sich Schwierigkeiten im Vorhalten von Personal ergeben.

- Verschiedene Gründe, wie z. B. eine ungünstige Altersstruktur der Mitarbeiter, Unzufriedenheit der Mitarbeiter mit dem Führungsstil oder mit den Arbeitsbedingungen, können zum Ausscheiden mehrerer Mitarbeiter aus dem Betrieb in einem relativ engen Zeitraum führen. Dies kann ernste Personalengpässe zur Folge haben.
- Schließlich sind in Zeiträumen von einigen Jahrzehnten auch sehr grundlegende gesellschaftliche Veränderungen zu erwarten, die einen Einfluss auf die Personalplanung und die Verfügbarkeit von Personal nehmen können. Im Zeitraum der letzten vier Jahrzehnte ergaben sich z. B. Veränderungen aus tendenziell und anhaltend sinkenden Geburtenraten, veränderten Einstellungen gegenüber wissenschaftlich-technischen Berufen oder, spezieller, die geänderte Einstellung gegenüber den Zukunftserwartungen der Kerntechnik. Auch gravierende gesellschaftliche Veränderungen, verbunden mit hoher Diskontinuität in den Einstellungen, Erwartungen und Haltungen sind über lange Zeiträume nicht auszuschließen. Langfristige Veränderungen dieser Art sind kaum oder gar nicht planbar, weshalb regelmäßige Anpassungen vorgenommen werden müssen.

#### **3.7.1.4 Derzeitige Implementierung der langfristigen Personalplanung**

Um darzustellen, wie die Personalplanung derzeit in einem Zwischenlager geregelt ist, wird hier exemplarisch das Zwischenlager Grafenrheinfeld betrachtet. Gemäß der Genehmigung /BFS 03b/ stellt das benachbarte Kernkraftwerk für das Standort-Zwischenlager Personal und Dienstleistungen bereit. Der für beide Anlagen zuständige Geschäftsführer ist u. a. für die Personalplanung und Festlegung der Aufbau- und Ablauforganisation des Zwischenlagerbetriebes zuständig.

Der Leiter des Zwischenlagers und die Bereichsleiter können qualifizierte Personal- und Dienstleistungen des Kernkraftwerkes am Standort, von Bereichen der zentralen Verwaltung der E.ON Kernkraft GmbH oder von Fremdfirmen anfordern /BFS 03b/. Die Verantwortung für den Einsatz von Fremdpersonal trägt der Bereichsleiter.

In einer Nebenbestimmung der Genehmigung wird geregelt, dass Änderungen in der Personalplanung des Kernkraftwerkes Grafenrheinfeld, die auch Dienstleistungen für das Standort-Zwischenlager Grafenrheinfeld betreffen, vor deren Umsetzung rechtzei-

tig der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde anzuzeigen sind. Damit soll gewährleistet werden, dass auch bei einer früheren Einstellung des Betriebes des Kernkraftwerkes Grafenrheinfeld rechtzeitig ein Konzept vorgelegt wird, in dem dargelegt wird, welcher Weise die bisher vom Kernkraftwerk Grafenrheinfeld zur Verfügung gestellten Einrichtungen und Dienstleistungen ersetzt und ggf. anderweitig geregelt bzw. beschafft werden sollen. Dies schließt ausdrücklich auch eine Anpassung des Personalkonzeptes ein /BFS03b/. Die bestehende Personalplanung in Zwischenlagern für abgebrannte Brennelemente und HAW kann an dieser Stelle nicht detaillierter bewertet werden, da hierfür keine dokumentierten Beispiele verfügbar sind. Stattdessen werden hier Maßnahmen aufgeführt, die für die Personalplanung über einen Zeitraum von 40 Jahren relevant sind.

So ist die regelmäßige Beobachtung des aktuellen Standes von möglichen Effekten und der kurz- und mittelfristigen Prognose der Personalverfügbarkeit zweifellos von entscheidender Bedeutung, ebenso aber auch das rechtzeitige Entwickeln eines dem aktuellen Stand bzw. dem prognostizierten Stand entsprechenden Konzepts, das

- alle zu erwartenden und wahrscheinlichen Veränderungen abdeckend behandelt,
- Vorsorge gegen sicherheitsrelevante Auswirkungen dieser Veränderungen vorsieht,
- bei Bedarf (z. B. bei Eintritt unerwarteter Entwicklungen) kurzfristige Reaktionen vorsieht,
- regelmäßig den veränderten Erwartungen angepasst wird.

#### **3.7.1.5 Empfehlungen für das Alterungsmanagement bei der Personalplanung**

In einem Personalkonzept, das den modernen Ansprüchen der /KTA 1402/ und den aus den angestellten Alterungsbetrachtungen resultierenden Anforderungen entspricht, muss darlegt werden, wie für alle im Zwischenlager erforderlichen sicherheitsrelevanten Funktionen (Überwachung, Handhabung, Reparatur, Wartung, Instandhaltung, Strahlenschutz etc.) die Anforderungen an das Personal einschließlich der erforderlichen Qualifikationen unter Berücksichtigung der genannten Effekte eingehalten werden. Hierzu gehört neben den bereits genannten Aspekten auch das entsprechend er-

forderliche Zeitbudget für die zusätzliche Tätigkeit (Vermeidung von knappen Zeitressourcen beim Personal mit der Folge einer Einschränkung bei den sicherheitstechnisch relevanten Tätigkeiten) und dessen bedarfsgerechte, regelmäßige und vorausschauende Anpassung an Veränderungen. Außerdem ist anzugeben, durch welche Maßnahmen die erforderliche personelle Kontinuität gewährleistet werden soll /KAL 02/.

Um die laufende Verfügbarkeit ausreichend qualifizierten Personals zu gewährleisten, ist sicherzustellen, dass für alle wesentlichen Funktionen ausreichend Personal verfügbar ist. Dazu müssen z. B. Angaben zu Vertretungen und personellen Redundanzen bei kurz- und längerfristigem Personalausfall für alle sicherheitsrelevanten Funktionen sowie das Vier-Augen-Prinzip bei sicherheitsrelevanten Tätigkeiten sichergestellt werden.

### 3.7.2 Wissenserhalt

Beim Betrieb einer kerntechnischen Anlage werden besondere Anforderungen an den Wissenserhalt und an den Austausch von Erfahrungen gestellt. Zum Wissenserhalt gehört die systematische Erfassung und Erhaltung des für den langfristig sicheren Betrieb der Anlage notwendigen Wissens.

Generell wird Wissen eingeteilt in verschiedene Kategorien, die sich teilweise überlappen:

- **Explizites und implizites Wissen:** Unter explizitem Wissen versteht man eindeutig kodiertes und deshalb mittels Zeichen (Sprache, Schrift) eindeutig kommunizierbares Wissen wie beispielsweise Inhalte von Verordnungen, Prüfanweisungen, Betriebshandbüchern oder Aufzeichnungen. Implizites Wissen dagegen bedeutet, etwas zu wissen oder zu können, ohne es in Sprache oder Schrift ausdrücken zu können und ohne dass es dieses Ausdrucks bedarf, um dieses Wissen zu übertragen (z. B. durch aufmerksame Beobachtung oder „Learning by Doing“). Ein Beispiel dafür ist etwa die Fähigkeit, eine komplexe Maschine bei einem Ausfall auch ohne funktionierende Anzeige noch bedienen zu können (wobei allerdings die Häufigkeit von Fehlern oder Fehlhandlungen ansteigt).
- **kodiertes und nicht kodiertes Wissen:** kodiertes Wissen ist Wissen, das sich in Regeln oder Anweisungen „niedergeschlagen“ hat, wie es z. B. in Vorschriften und Anweisungen zu finden ist, während nicht kodiertes Wissen aus den Hand-

lungserfahrungen besteht, das oft zusätzlich zum kodierten Wissen benötigt wird, um eine Aufgabenstellung zu beherrschen. Kodiertes Wissen ist z. B. eine Bedienungsanleitung, nicht kodiertes Wissen die intuitive Bedienung ohne Anleitung.

- **formelles und informelles Wissen:** Hier geht es um die Art und Weise des Wissenserwerbs; während formelles Wissen durch „Ausbildung“, also größtenteils fremd organisiert und auf bestimmte Ziele orientiert erworben wird, wird informelles Wissen eher durch Zeigen, Nachmachen und Vorbilder erlernt.
- **technisches und organisatorisches Wissen:** beim technischen Wissen stehen z. B. Kenntnisse von Werkstoffen, Fertigungsverfahren, Handhabung bzw. Bedienung im Vordergrund, während beim organisatorischen Wissen die Zusammenführung aller relevanten Wissens- und Entscheidungsanteile zu einem funktionierenden, ausgewogenen Ganzen eine Rolle spielt.

Diese Unterscheidungen nach Wissensarten spielen dann eine Rolle, wenn Wissen erhalten und übertragen werden muss. Sie machen bewusst, dass es nicht immer ausreichend, implizites Wissen zu explizieren und so Aufgeschriebenes zu übergeben.

Im Sinne der hier zu diskutierenden Alterungsphänomene spielen zwei weitere Begrifflichkeiten eine Rolle, die mit den genannten Wissensdifferenzierungen eng verwandt sind: erlernbares Wissen und Erfahrungswissen. Während erlernbares Wissen im Sinne einer Schulung übertragen werden kann, ist Erfahrungswissen nur durch praktisches Hand-Anlegen gewinnbar. Erfahrungswissen „aus zweiter Hand“ kann zwar ebenfalls übertragen werden (in der Sprache des Wissensmanagements z. B. über „Story Telling“), aber zur vollständigen Beherrschung eines Vorgangs ist dennoch auch eigene Erfahrung erforderlich. Als anschauliches Beispiel kann das Erlernen des Fahrradfahrens dienen: weder theoretische Abhandlungen über Schwerpunkt und dynamische Balance noch Erfahrungsberichte via „Story Telling“ über fremde Lernerfahrungen befähigen den Lernenden dazu, dies fehlerfrei zu können. Im Umgang mit und bei der Beherrschung von Technik ist der Beitrag des Erfahrungswissens kaum zu überschätzen. Und so ist auch der Austausch von Erfahrung ein wichtiger Aspekt.

Zum Wissen und dessen stetiger Erweiterung gehört bezüglich der Langzeitlagerung der Erfahrungsaustausch von Betriebsabläufen und Ereignissen mit anderen Anlagen, der das Feld der in der eigenen Anlage gemachten Erfahrungen vertiefen und verbrei-

tern soll. Ein Zwischenlager ist, im Gegensatz zu einem Kernkraftwerk, eine eher „passive“ Anlage, in der über einen längeren Zeitraum im Normalfall nicht allzu viele Ereignisse auftreten. Für die Sicherheit ist es daher wichtig, dass die Ereignisse anlagenübergreifend ausgetauscht werden, um einen aussagekräftigeren Datenpool und somit ein breiteres Wissen zu erhalten. Auch zur Überwachung von Alterungseffekten ist es hilfreich und wichtig, über Informationen zu in anderen Zwischenlagern auftretenden Alterungseffekten möglichst frühzeitig zu verfügen, um den im eigenen Zwischenlager auftretenden Alterungseffekten frühzeitig begegnen zu können.

### **3.7.2.1 Bestehende Regelungen zu Qualifikation und Fachkundeerhalt**

Im § 12 AtG /ATG 02/ wird geregelt, dass durch Rechtsverordnungen die Anforderungen an die erforderliche Fachkunde oder an die notwendigen Kenntnisse der Personen, die Umgang mit radioaktiven Stoffen haben, bestimmt werden. Diese Rechtsverordnungen – hier die Strahlenschutzverordnung /SSV 01/ – regelt, welche Nachweise hierüber zu erbringen sind und auf welche Weise die zuständigen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden die erforderliche Fachkunde prüfen, welche Anforderungen an die Anerkennung von Lehrgängen bei der Erbringung des Fachkundenachweises zu stellen sind und inwieweit die Personen in bestimmten Abständen an einem anerkannten Lehrgang teilzunehmen haben.

In der Praxis wird in der Kerntechnik bei den beschäftigten Personen eine ihren Aufgaben entsprechende Fachkunde vorausgesetzt. Zum Erhalt dieser Fachkunde werden thematische Schwerpunkte und die Art der fachkundeerhaltenden Maßnahmen in einer Richtlinie für den Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal /BMU 93/ vorgegeben und in der Ausführung weiter detailliert /BMU 08/. Die durchzuführenden Maßnahmen werden bezüglich der Funktionen und Aufgaben entsprechender Personengruppen, wie z. B. Leiter der Anlage oder Strahlenschutzbeauftragter angepasst. Sowohl die Richtlinie als auch die genannte Detaillierung beziehen sich auf Drei-Jahres-Zeiträume und sind aus dieser Perspektive entworfen. Der Zeitraum von einem Jahrzehnt oder länger, wie er für eine Langfristplanung des Personals angesetzt werden muss (siehe Kapitel 3.7.1), ist darin nicht angesprochen. Die Zeitperspektive von 3 Jahren resultiert aus dem notwendigen Einarbeitungs- und Fortbildungszeitraum, wenn auf einschlägig vorgebildetes Personal zurückgegriffen werden kann. Da viele dieser Studiengänge, aus denen früher vorgebildetes Personal rekrutiert wurde, nicht mehr bestehen, ist der Zeitraum für Einarbeitung und Fortbildung heute deutlich länger zu

veranschlagen. Das bedeutet, dass die Richtlinie weder der heutigen Realität entspricht (ca. 5 Jahre für den Erwerb der Fachkunde) noch den aus Langzeitsicht benötigten Zeitraum (ca. 10 Jahre für vorausschauende Personalplanung) abdeckt.

Auch die RSK-Leitlinie /RSK 01/ fordert, dass im Strahlenschutzkonzept Maßnahmen für die Beschäftigten zur Sicherstellung der Fachkunde im Strahlenschutz und zur Förderung einer sicherheitsgerichteten Denk- und Arbeitsweise in angemessener Weise vorzusehen sind. Bezüglich der Qualifizierung des Personals wird dort gefordert, dass

*„... die Anlage über qualifiziertes und ausreichendes Personal zu verfügen hat, das [...] regelmäßig geschult wird. [...] Die je nach Stellung erforderliche Fachkunde ist nach den Erfordernissen der Strahlenschutzverordnung bzw. gesonderter Bestimmungen nachzuweisen.“*

Für den Erfahrungsaustausch zwischen verschiedenen Anlagen fordert /RSK 01/:

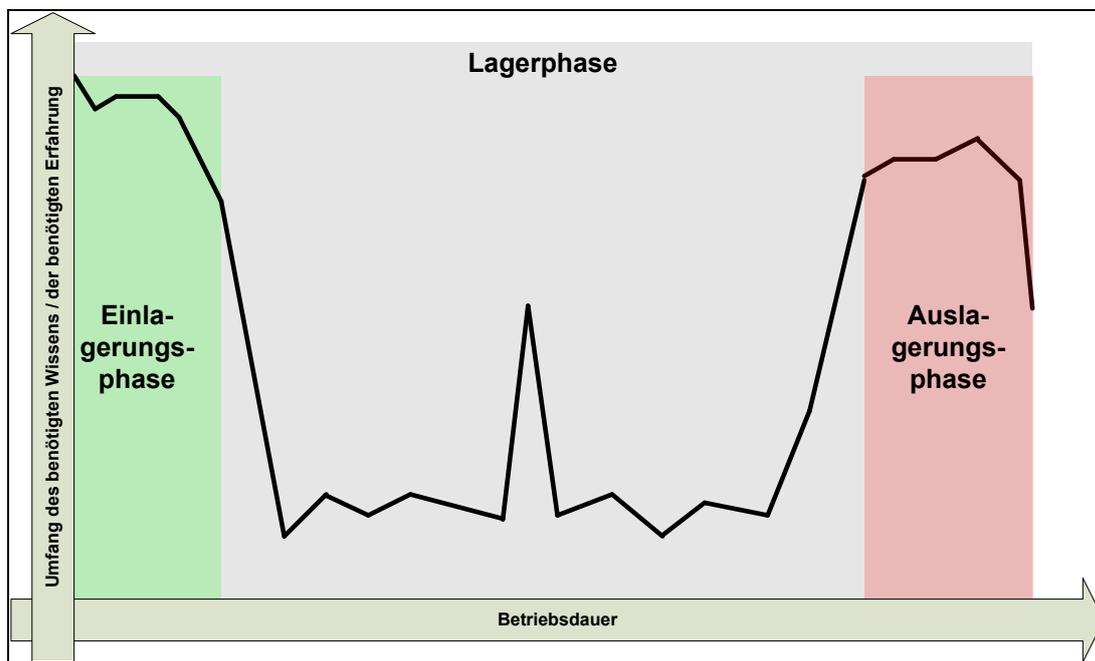
*„Erfahrungen aus dem Betrieb vergleichbarer Anlagen sind bei der eigenen Betriebsführung zu berücksichtigen. Hierzu sind Verfahrensweisen vorzusehen, die den Erfahrungsaustausch (z. B. auf Basis von Betriebsberichten) zwischen den Betreibern sicherstellen.“*

### **3.7.2.2 Alterungsaspekte beim Wissenserhalt**

Gemäß der eingangs diskutierten Unterscheidung setzt sich das notwendige Wissen aus erlernbarem Wissen und Erfahrungswissen zusammen. Die zweite Kategorie bedarf dabei der praktischen Einübung. Da bei der Zwischenlagerung, anders als z. B. in aktiv betriebenen Kernkraftwerken, nur vergleichsweise wenig komplexe Aufgabenstellungen vorkommen und nur wenige verschiedene Wartungs- und Handhabungsvorgänge erforderlich sind, wobei bestimmte Handhabungen überhaupt nur bei der Ein- und Auslagerung auftreten, ist der dauerhafte Wissenserhalt in Zeiträumen über Jahrzehnte hinweg unter besonderen Blickwinkeln zu betrachten.

Innerhalb des Genehmigungszeitraums ist der Umfang des Wissens, das erforderlich ist und das auch praktische Anwendung findet, nicht gleichmäßig. Betrachtet man die Intensität der Arbeitsabläufe und das dazu notwendige Wissen in einem Zwischenlager über eine Betriebszeit von 40 Jahren (siehe Abbildung 3-31), so beginnt der Betrieb des Zwischenlagers mit der Einlagerungsphase von z. B. 5 Jahren, in denen relativ viele unterschiedliche Aktionen durchgeführt werden müssen und entsprechend viel Wissen benötigt wird. Darunter sind Handlungen wie das Abfertigen des Behälters vor der

Einlagerung, der Antransport, das Abladen, das Aufrichten, die Eingangskontrolle und der innerbetriebliche Transport an den Stellplatz.



**Abbildung 3-31:** Benötigtes Wissen für die Betriebsphase eines Zwischenlagers

Ist die Einlagerung abgeschlossen, lässt die Anzahl der durchzuführenden verschiedenen Arbeiten stark nach. In dieser Zeit werden Inspektionen, Wartungsarbeiten an den Behältern etc. durchgeführt. Diese setzen zwar ebenfalls Wissen voraus, z. B. über den Behältertransport in den Wartungsbereich. Der notwendige Wissens- und Erfahrungshintergrund hat aber bei weitem nicht das Ausmaß wie die Einlagerungsphase. Diese Lagerungsphase ohne Ein- und Auslagerung erstreckt sich z. B. über 25 Jahre. In dieser Zeit kann das Erfahrungswissen, das während der Einlagerung gewonnen wurde, leicht durch Fluktuation der Mitarbeiter oder schlicht durch Vergessen verlorengehen. Dann folgt die Auslagerung in einem Zeitraum von z. B. 8 Jahren. Diese muss geplant werden, Mitarbeiter müssen geschult werden und die Auslagerung muss vorbereitet, erprobt und durchgeführt werden. Günstiger ist es, wenn dabei auf Erfahrungen zurückgegriffen werden kann, die während der Einlagerung gemacht wurden. Sollte noch Personal vorhanden sein, das bei der Einlagerung dabei war und somit implizite Erfahrung gemacht hat, ist fraglich, inwieweit dieses Wissen nach rund 25 Jahren noch präsent ist und abgerufen werden kann. Wenn das Wissen nicht mehr vorhanden ist, muss es durch „Kalterprobungen“, d. h. durch Erprobung mit leeren Behältern, neu erarbeitet werden. Je weniger Erfahrungen aus früheren Gelegenheiten eingehen, des-

to aufwändiger wird diese Kalterprobungsphase und umso mehr Fehler sind zu erwarten.

Über die Lagerzeit von einigen Jahrzehnten hinweg ist auch in einer Anlage mit geringer technischer Komplexität und insbesondere mit nur wenigen dauerhaft beschäftigten Mitarbeitern der Erhalt von Wissen eine wichtige Aufgabenstellung. Bei der geringen Anzahl an Mitarbeitern ist auch ein ungeplanter Stellenwechsel oder die planbare Pensionierung von einzelnen Mitarbeitern ein wichtiger Gesichtspunkt. Während in größeren Betrieben die Schaffung und dauerhafte Erhaltung von Redundanzen erleichtert ist, bedarf sie bei der Zwischenlagerung sorgfältiger und langfristiger Planung.

Es kann auch vorkommen, dass sich besondere Kenntnisse, Kompetenzen oder Erfahrungen auf eine Person oder wenige Personen konzentrieren. Dies können Spezialisten für komplexe Sachgebiete oder Führungskräfte mit möglicherweise nur auf sie konzentrierten Erfahrungen oder Fähigkeiten sein. Ein unerwarteter Ausfall dieser Personen ist nicht auszuschließen /RSK 04/.

Beim Langzeitbetrieb über mehrere Jahrzehnte ist ein weiterer, dem Erhalt und der Übertragung von Wissen diametral entgegenwirkender Effekt zu beachten. Dieser ergibt sich aus dem rasanten Wissenszuwachs und technischen Fortschritt, der unsere heutige Zeit beherrscht, und führt dazu, dass Wissen generell, auch Fachwissen und erlernte Kenntnisse schnell veralten. Neben dem Erhalt von Wissen tritt daher die Notwendigkeit seiner Aktualisierung. Erhalt und Aktualisierung sind dabei keine widersprüchlichen Anforderungen, da es in Zwischenlagern Einrichtungen, Handhabungsschritte und administrative Vorgänge gibt, die beiden Anforderungen in unterschiedlichem Maße gerecht werden müssen. So sind die eigentlichen Lagerbehälter, das Gebäude oder die Handhabungsanlagen dem technischen Fortschritt nur beschränkt unterworfen. Gerade deswegen ist aber nach längeren Zeiträumen immer wieder erneut zu beurteilen, ob sich durch zwischenzeitliche Änderungen der Regularien, durch Erfahrungen in anderen Anlagen, durch Änderungen am Entsorgungskonzept etc. die Notwendigkeit ergibt, die verwendeten Techniken anzupassen. Dadurch bedingt kann auch eine Erweiterung oder Erneuerung der Wissensbasis erforderlich werden.

Ein weiterer Aspekt bei der Aus- und Weiterbildung ist die Abgabe wesentlicher Teile dieser an externe Ausbildungseinrichtungen. Es kann dadurch eine nicht erwünschte Abhängigkeit von deren Know how und deren Umgang mit Wissenszuwachs entstehen /RSK 04/.

Im Langzeitbetrieb eines Zwischenlagers ist ferner die Vergabe von Dienstleistungen an externe Firmen zu betrachten. Der Entwurf für die einschlägige /KTA 1402/ fordert, dass dabei die Kernkompetenzen beim anlageninternen Personal erhalten bleiben müssen. Dazu gehören die Kompetenzen, die aus sicherheitstechnischen Gründen für die Vorbereitung, die Überwachung und die Qualitätskontrolle der an Externe vergebenen Arbeiten zwingend notwendig sind. Während beim Betrieb von Kernkraftwerken davon ausgegangen werden kann, dass der Markt für solche externen Dienstleistungen einen gewissen Umfang hat und für Anbieter wirtschaftlich attraktiv ist, ist bei langen Zeiträumen beim Betrieb von Zwischenlagern mit dem Risiko zu rechnen, dass solche externen Anbieter ausfallen und wegen des eingeschränkten Marktes diese Dienstleistungen nicht mehr angeboten werden. In diesen Fällen muss der Betreiber des Zwischenlagers selbst dafür sorgen, dass er die entsprechenden externen Dienstleistungen innerhalb der eigenen Organisation ersetzt. Dafür wird zeitlicher und kompetenzmäßiger Vorlauf benötigt, wofür eine entsprechend langfristige Planung vonnöten ist.

### **3.7.2.3 Derzeitige Implementierung von Wissenserhalt**

Als Beispiel dafür, wie der Wissenserhalt in bestehenden Zwischenlagern gehandhabt wird, soll die Genehmigung des Zwischenlagers Grafenrheinfeld betrachtet werden. Die Genehmigung schreibt vor, dass eine ausreichende Qualifikation des Betriebspersonals bezüglich ihres Ausbildungs- und der Kenntnisstandes, insbesondere die Teilnahme an Schulungen, jährlich gegenüber der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde nachzuweisen ist. Dafür ist der Leiter des Zwischenlagers verantwortlich. Durch die Aus- und Weiterbildungsmaßnahmen soll sichergestellt werden, dass die erforderlichen Kenntnisse und Fähigkeiten geschult werden bzw. erhalten bleiben.

Der Erfahrungsaustausch zwischen den Betreibern von Zwischenlagern trägt erheblich zur Verbreiterung der Wissens- und Erfahrungsbasis bei und wird auch in /RSK 01/ gefordert. Dazu haben die Betreiber von Zwischenlagern einen Arbeitskreis auf VGB-Ebene eingerichtet. In diesem Arbeitskreis wurden bislang insbesondere Fragen der Behälterabfertigung behandelt, er ist von seiner Aufgabendefinition her aber für den Erfahrungsaustausch vorgesehen. Der Erfahrungsaustausch erfolgt folgendermaßen /VGB 08/: alle Betreiber sind Mitglied, der Arbeitskreis tagt halbjährlich, die Betreiber berichten über Erfahrungen, die Berichte werden protokolliert und an die Teilnehmer versandt. Eine detaillierte Beschreibung der einschlägigen Tätigkeiten des Arbeitskrei-

ses, des Tiefgangs der Berichte sowie eine Bewertung seiner Rolle für den Wissens- und Erfahrungsaustausch können mangels entsprechender veröffentlichter Berichte aber nicht erfolgen.

Der bestehende Wissenserhalt in Zwischenlagern für abgebrannte Brennelemente und HAW kann an dieser Stelle nicht detaillierter bewertet werden, da hierfür keine dokumentierten Beispiele verfügbar sind. Stattdessen werden im nachfolgenden Kapitel Maßnahmen aufgeführt, die für den Wissenserhalt über einen Zeitraum von 40 Jahren relevant sind.

#### **3.7.2.4 Empfehlung für das Alterungsmanagement beim Wissenserhalt**

Wie eingangs dargestellt, gibt es verschiedene Arten von Wissen. Die Aufgabe der Wissenserhaltung ist hier, zunächst zu erkennen, in welchen Bereichen bzw. bei welchen Aufgaben welche Form des Wissens relevant ist und dann zu entscheiden, wie dieses Wissen über die Jahrzehnte dauernde Betriebszeit eines Zwischenlagers getragen werden kann. So gehört die Erhaltung von kodiertem Wissen sicher zu den weniger anspruchsvollen Aufgaben, die Erhaltung von implizitem oder kodiertem Wissen ist dagegen schwieriger. Da implizites Wissen wie erwähnt durch genaues Beobachten oder „learning by doing“ erworben wird, ist es sinnvoll, praktische Elemente des Wissens zu erhalten und systematisch zu übergeben. Wissen ist oft an Personen gebunden. Scheiden diese Personen aus dem Betrieb aus, kann das Wissen verloren gehen. Hier ist es relevant, eine Methode zu erarbeiten, die einen systematischen Wissenserhalt, auch für Spezialgebiete, gewährleistet.

Für den Austausch von Betriebserfahrungen sind nach /KAL 02/ der behälter-, bau- und betriebsbezogene Fachaustausch sowie der Fachaustausch bezüglich der radiologischen Überwachung relevant. Hierunter fallen beispielsweise Überwachungs-, Prüf- und Untersuchungsergebnisse bei Behältern und den einzelnen Komponenten, Weiterentwicklungen bei Handhabungs-, Reparatur-, Wartungs-, Instandhaltungs- und Prüfprozeduren, Betriebserfahrungen beim Betrieb sicherheitstechnisch wichtiger Lagereinrichtungen (insbesondere der Krananlage) oder Weiterentwicklungen bei der messtechnischen Überwachung innerhalb des Zwischenlagers. Diese Themen sollten Inhalt der in /RSK 01/ geforderten Betriebsberichte sein und in einer Art und Weise ausgeführt werden, dass die Betriebsberichte auch in Jahrzehnten noch verstanden

und nachvollzogen werden können. Darüber hinaus müssen relevante Inhalte der Betriebsberichte in das Managementsystem der eigenen Anlage integriert werden.

Wissenserhalt ist ein überaus wichtiges, sicherheitsrelevantes und komplexes Thema und sollte deshalb in einem Zwischenlager durch die Einführung eines Wissensmanagements gewürdigt werden. Dies sollte den Erhalt und die Aktualisierung des gesamten während der Lagerzeit erworbenen Wissensumfangs sicherstellen und eine behördenseitige Überprüfung möglich machen.

### **3.7.3 Dokumentation**

#### **3.7.3.1 Dokumentation und Alterung**

Zweck und Aufgabe der Dokumentation, die im Rahmen der Planung, der Errichtung, der Inbetriebnahme und des Betriebs eines Zwischenlagers für das Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren erstellt und archiviert wird, ist gemäß /KTA 1404/, welche die Anforderungen an die Dokumentation beim Bau und Betrieb von Kernkraftwerken aufzeigt,

- das Aufzeigen der Erfüllung rechtlicher Voraussetzungen,
- die Beschreibung des Soll-Zustands der Anlage inklusive aller wesentlichen Vorgänge bei der Errichtung,
- eine Bewertung des Ist-Zustands der Anlage zu ermöglichen,
- die Darlegung der für einen sicheren Betrieb der Anlage erforderlichen Sachverhalte,
- den Erfahrungsrückfluss zu ermöglichen.

Der Langzeitaspekt der Dokumentation ergibt sich daraus, dass im Laufe von Jahrzehnten eine Vielzahl von Dokumenten neu hinzukommt, teilweise oder gänzlich veraltet und ersetzt werden muss, und dass in der Auslagerungsphase bezüglich der gelagerten Abfälle die dann jeweils gültigen Annahmebedingungen einer Konditionierungsanlage oder eines Endlagers maßgebend sind, und die Dokumentation der Abfälle und deren Lagerbedingungen diesen künftigen Ansprüchen genügen muss.

### 3.7.3.2 Geltende Anforderungen an die Dokumentation

Die Anforderungen der RSK-Leitlinie /RSK 01/ hinsichtlich der Dokumentation lauten:

*„Für die Dokumentation gelten die Grundsätze der KTA 1404.“*

Die KTA 1404 regelt allgemeine Grundsätze der Dokumentation, der Aufbewahrung und Archivierung, des Dokumentationssystems und der -technik im Rahmen von Planung, Errichtung, Inbetriebnahme und Betrieb einer Anlage. Ziele der Dokumentation sind nach /KTA 1404/

*„[...] die zur Beurteilung der Qualität notwendiger Dokumente über Auslegung, Fertigung, Errichtung und Prüfung sowie über Betrieb und Instandhaltung sicherheitstechnisch wichtiger Anlagenteile [...] grundsätzlich während der gesamten Lebensdauer der Anlage verfügbar [zu halten].“*

Darüber hinaus fordert die KTA 1404, dass die Dokumente hinsichtlich der sicherheitstechnisch wichtigen Angaben vollständig sein und müssen und sowohl die Sollwerte als auch den Ist-Zustand der Anlage und ihrer Teile darstellen müssen /KTA 1404/. Auch müssen das Dokumentationssystem und der Dokumentationsumfang bereits bei der Planung der Anlage festgelegt werden.

In den Genehmigungen für die Standortzwischenlager wird die Umsetzung der KTA 1401 und der KTA 1404 für das Dokumentationssystem gefordert. Die KTA 1401 ist anzuwenden auf die Qualitätssicherung der Planung und Auslegung, bei der Beschaffung, Fertigung und Montage von Erzeugnisformen, Bauteilen, Komponenten und Systemen sowie bei der Errichtung baulicher Anlagen, bei der Inbetriebsetzung und dem Betrieb mit den dazugehörigen Prüfungen im Hinblick auf die Qualitätsmerkmale aller sicherheitstechnisch wichtigen Teile in Kernkraftwerken. Für die Dokumentation fordert die KTA 1401, dass

- *„Art und Umfang der Dokumentation zu beschreiben sind,*
- *sich der Umfang der Dokumentation nach den für eine spätere Beurteilung notwendigen Informationen zu richten hat,*
- *die Dokumentation auf ihre Vollständigkeit geprüft werden muss,*
- *alle von einer Änderung betroffenen Unterlagen aktualisiert werden müssen und*
- *Aufbewahrungsdauer und -ort von Unterlagen sowie erforderlichenfalls von Restmaterial und Proben grundsätzlich gemäß KTA 1404 festzulegen sind.*

*Dabei sind diesbezügliche Festlegungen in komponentenbezogenen Regeln des KTA zu beachten. Für Unterlagen, die nach KTA 1401 gefordert werden, zu denen in KTA 1404 jedoch keine Festlegungen enthalten sind, sind Aufbewahrungsdauer und -ort schriftlich festzulegen.“*

### **3.7.3.3 Alterungsaspekte der Dokumentation**

Hinsichtlich relevanter Alterungsmechanismen für die Dokumentation sind laut /RSK04/ vor allem die inhaltliche Aktualisierung der Dokumente und deren Verfügbarkeit und Lesbarkeit für den potentiellen Nutzer zu beachten.

Alle Dokumente müssen über den Genehmigungszeitraum der Anlage inhaltlich aktualisiert werden. Wenn hierbei Mängel auftreten, kann es infolge nicht aktualisierter Dokumentationen z. B. zu falschen sicherheitsrelevanten Entscheidungen oder Festlegungen kommen. Dabei sind solche Fehler, die von Anfang an in der Dokumentation enthalten waren und übersehen wurden, oft langlebiger als solche, die bei nachträglichen Änderungen in die Dokumentation gelangen. Solche Fehler können z. B. entstehen, wenn im Laufe der Errichtung anders gebaut wird als geplant, die Rückmeldung aber unterbleibt, weil die Änderung aus Sicht der jeweiligen Einzelverantwortungen als trivial und nicht sicherheitsrelevant eingeschätzt wird. Wenn in Abständen von z. B. 10 Jahren keine vollständige Revision aller Dokumentationsbestandteile durchgeführt wird, bleiben solche Fehler unentdeckt. Ferner kann bei diesen Fehlern der Fall eintreten, dass bei Teilüberarbeitungen der Dokumentation, z. B. anlässlich einer größeren technischen Änderung diese Fehler erneut nicht erkannt werden, dass die Fehleinschätzung sich erneut wiederholt oder die Überarbeitung fehlerhaft erfolgt.

Die gründliche Revision der Dokumentation in Zeitabschnitten von z. B. 10 Jahren kann helfen, solche Fehler aufzudecken. Sie hilft ferner, fehlende Dokumente zu identifizieren und diese erkannten Lücken zu schließen.

Hinsichtlich der Verfügbarkeit und Lesbarkeit sind je nach Datenträger unterschiedliche Alterungsphänomene zu betrachten:

- Bei Papierdokumentationen kann insbesondere bei nicht sachgemäßer Lagerung (z. B. Feuchtigkeit, Schimmel) die Handhabbarkeit und Lesbarkeit verloren gehen.

- Bei Änderungen des Ablagesystems, die über lange Zeiträume recht wahrscheinlich ist, können Dokumente sich als nicht mehr auffindbar herausstellen.
- Für elektronische Datenträger oder Mikrofilm sind neben dem physischen Zustand der Datenträger auch die Alterungsmechanismen der zur Reproduzierung erforderlichen technischen Einrichtungen relevant /RSK 04/. Zu nennen sind hier insbesondere die notwendigen Hard- und Softwaresysteme, deren technische Entwicklung in den letzten Jahrzehnten sehr rasant voranschritt und bei Änderungen, die aus Sicht des Herstellers dem technischen Fortschritt dienen, nicht immer vollständige Rückwärtskompatibilität gewährleistet. Bei unvollständiger Kompatibilität kann z. B. der Großteil der enthaltenen Informationen durchaus konvertiert werden, so dass der Eindruck der Vollständigkeit entsteht. Ist aber für eine Teilaufgabe ein selten genutztes Feature der alten Software genutzt worden, das in neueren Versionen nicht mehr oder unvollständig unterstützt wird, treten schwer zu identifizierende Lücken auf. Daraus können Probleme beim Datenzugriff resultieren, wenn Datenträger und technische Einrichtungen nicht mehr kompatibel sind /RSK 04/.
- Werden Unterlagen geändert oder verlieren ihre Gültigkeit, so müssen alle beteiligten Unternehmen und Stellen im Rahmen ihrer Organisation dafür sorgen, dass die Anwendung von falschen oder nicht gültigen Unterlagen verhindert und nach den gültigen Unterlagen gearbeitet wird. Treten hierbei Fehler auf, können falsche oder ungültige Unterlagen zu falschen, schlimmstenfalls sicherheitsrelevanten Entscheidungen führen.
- Werden Dokumentationen auf andere Datenträger übertragen, kann hierbei der sachliche Inhalt der Datenträger verfälscht werden.

Eine grundlegende Alterungsproblematik bei der Dokumentation tritt auf, wenn sich fachliche und rechtliche Rahmenbedingungen verändern, die Dokumentation aber noch auf den älteren Festlegungen aufsetzt. Besonders naheliegend bei der Zwischenlagerung sind fachliche Änderungen auf dem Gebiet der Annahmebedingungen der annehmenden Konditionierungs- und Endlageranlage. Hier sind derzeit nur wenige verbindliche Festlegungen getroffen. Diese werden mit fortschreitendem Planungs- und Genehmigungsstand der annehmenden Anlagen konkretisiert und schließlich auch in rechtlicher Hinsicht verbindlich.

### 3.7.3.4 Implementierung von Dokumentation im Hinblick auf Alterung

Um darzustellen, wie die Dokumentation in einem Zwischenlager geregelt ist, wird hier exemplarisch das Standort-Zwischenlager Philippsburg betrachtet. Laut dessen Genehmigung /BFS 03c/ wird dort die Dokumentation nach einem festgelegten Dokumentationssystem, bei dem die KTA 1401 „Allgemeine Forderungen an die Qualitätssicherung“ und die KTA 1404 „Dokumentation beim Bau und Betrieb von Kernkraftwerken“ zur Anwendung kommen, durchgeführt. Die Dokumentation beinhaltet die Genehmigungsdokumentation, die Qualitätsdokumentation und die Betriebsdokumentation sowie alle Dokumente, die als Nachweise im Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren dienen bzw. dienen oder die zur Beurteilung der Qualität von Auslegung, Fertigung, Errichtung und Prüfung sowie für Betrieb, Instandhaltung und Stilllegung sicherheitstechnisch wichtiger Anlagenteile verfügbar gehalten werden müssen. Die Unterlagen werden in einem Sicherheitsarchiv, das sie gegen Feuer, Hochwasser, extreme Temperatur-, Licht- und Feuchtigkeitseinflüsse sowie gegen unerlaubten Zugang Dritter schützt, aufbewahrt.

### 3.7.3.5 Empfehlung für das Alterungsmanagement bei der Dokumentation

Im Folgenden werden hier Maßnahmen aufgeführt, die für die Langzeitdokumentation relevant sind bzw. eine Langzeitdokumentation sicherstellen sollen.

Nach /RSK 04/ müssen bezüglich der elektronischen Archivierung besonders die Anforderungen nach Anhang B der KTA 1404 „Grundsätze für die elektronische Archivierung von aufbewahrungspflichtigen Dokumenten“ beachtet werden,

*„... damit die Verfügbarkeit der Dokumente unabhängig von technischen Änderungen (z. B. Hardware, Betriebssystem, Programme) über die gesamte Betriebsdauer erhalten bleibt.“*

Um dieser Forderung gerecht zu werden, müssen Datenträger

- a) ohne besonderen Anlass in regelmäßigen Abständen (z. B. mindestens alle fünf Jahre) mit der jeweils notwendigen aktuellen Hard- und Software überprüft werden, erforderlichenfalls sind Wiederherstellungsmaßnahmen einzuleiten.
- b) bei besonderen Anlässen (z. B. bei bevorstehenden geplanten Wechseln von Hard- und Software, bei ungeplanten Ausfällen) Überprüfungen mit der für den

Ersatz vorgesehenen Hard- und Software unterzogen werden. Bis zum vollständigen Nachweis der Kompatibilität mit dem neuen System sind komplette Hard- und Software verfügbar zu halten oder, bei Ausfällen, entsprechender gleichwertiger Ersatz zu beschaffen.

Die entsprechenden Maßnahmenpläne, um langfristig den Erhalt der Verfügbarkeit von elektronischen Dokumenten systematisch zu organisieren, werden in allgemeinerer Form als Obsoleszenzmanagement bezeichnet. Obsoleszenzmanagement betrifft auch andere Hardwarekomponenten, der Begriff trifft ohne weiteres auch auf den Langzeiterhalt elektronischer Dokumente zu. Obsoleszenzmanagement auf Dokumentationsebene beinhaltet,

- die vollständige und detaillierte Erfassung aller Datenträger, der verwendeten Dateiformate mit Versionsinformationen und der Speichermedien,
- die Auswertung dieser Informationen, zusammen mit den jeweiligen Kompatibilitätscharakteristika, zur Generierung der vollständigen Liste an Hard- und Software,
- die Rückschau auf bisherige Erfahrungen und Beobachtungen, die Durchführung von repräsentativen Tests, die Beobachtung und Auswertung der Häufigkeit, Umstände und Schwere von beobachteten Ausfällen,
- eine gestaffelte Vorausschau über die Dauerhaftigkeit („expected end of life“, Garantiezeiträume etc.) und anstehende Änderungen der verwendeten Hard- und Software,
- die nach Zeiträumen gestaffelte Aufstellung von Ersatz-, Ergänzungs- und Erüchtigungsmaßnahmen.

Nicht nur der Erhalt von Dokumenten ist von Alterung betroffen und zu gewährleisten, auch die Aktualität von Dokumenten, elektronische wie Dokumente aus Papier, unterliegt einem Alterungsprozess. Dies betrifft nicht so sehr die dokumentierten Daten als vielmehr die Anwendungszusammenhänge, für die diese Daten erhoben und dokumentiert werden. Ergeben sich im Laufe von Jahrzehnten neue Fragestellungen, geänderte rechtliche Rahmenbedingungen, geänderte Mess- und Erfassungsarten, andere Monitoring-Anforderungen etc., dann erfüllen die früher erhobenen Daten entweder die neuen Erwartungen bereits oder sie bedürfen einer Überprüfung der Brauchbarkeit, ei-

ner Nachqualifikation oder es sind, je nach Datenart, Rekonstruktionen erforderlich, die die früheren Datensätze den veränderten Erwartungen nachführen. Ist z. B. zur Gewinnung und Stützung einer Aussage eine langfristige Messreihe erforderlich, dann kann die Änderung von Messprozeduren, Beobachtungsgrößen etc. die Nachqualifikation dokumentierter Daten erforderlich machen. Dieser Prozess bedarf der langfristigen Planung, da sich solche Veränderungen meist schon früh ankündigen und unter Umständen auch umfangreichere und zeitaufwändige Anpassungen erfordern. Die Dokumentation ist daher unter diesen Gesichtspunkten regelmäßig daraufhin zu überprüfen, ob sie den absehbaren künftigen Erwartungen gerecht wird und welche Maßnahmen erforderlichenfalls zur Ergänzung, Vervollständigung und Nachqualifikation zu planen, vorzubereiten und innerhalb akzeptabler Fristen auszuführen sind. Der Prozess kann durch besondere Anlässe ausgelöst werden, betrifft dann aber meist nur ausgewählte Teile der Dokumentation. Daher sollte er unabhängig vom konkreten Vorliegen von Anlässen regelmäßig durch ein systematisches Überprüfungsprogramm angestoßen werden. Als regelmäßig sind hier Zeiträume zwischen fünf und zehn Jahren anzusetzen, da die Alterung von Dokumenten in ähnlichen Zeitschritten fortschreitet.

Hinsichtlich der Verfügbarkeit und Lesbarkeit muss bei Papierdokumenten regelmäßig die sachgerechte Lagerung überprüft werden, um Feuchtigkeit oder Schimmel, die zur Zerstörung der Dokumente führen können, rechtzeitig zu bemerken. Hierfür ist ein Überprüfungsprogramm sinnvoll, das alle fünf bis zehn Jahre durchgeführt wird. Sollten in der Zwischenzeit bei der Lagerung der Daten Bedingungen auftreten, die zur physikalischen Zerstörung des Papiers führen können, wie z. B. Wassereintrich, Löschwasser oder veränderte Lagerbedingungen (Luftaustausch, Luftfeuchtigkeit) durch Gebäudeisolation, muss die Überprüfung entsprechend früher durchgeführt werden und geeignete Lagerbedingungen wieder hergestellt werden.

Bezüglich der Verfügbarkeit von Dokumenten – elektronische wie Papierdokumente oder Mikrofilm – muss sichergestellt sein, dass diese auch nach Jahrzehnten noch aufgefunden werden können, selbst dann, wenn sich das Ablagesystem gegebenenfalls mehrfach geändert hat. Weiterhin ist darauf zu achten, dass fehlerhaft abgelegte Dokumente bei einer Änderung des Ablagesystems erkannt werden und Ablagefehler so nicht „verschleppt“ werden. Dokumente können beispielsweise deshalb fehlerhaft abgelegt werden, weil der zuständigen Person unklar ist, wo die Dokumente abgelegt werden müssen (z. B. werden fremdsprachige Dokumente leicht falsch abgelegt, wenn der Bearbeiter der Sprache nicht oder nur unzureichend mächtig ist).

Werden elektronische Dokumente auf andere Datenträger übertragen bzw. von einem Dateiformat in ein anderes konvertiert, muss die sachliche Richtigkeit der übertragenen Daten durch ein qualifiziertes Verfahren und/oder die inhaltliche Kontrolle der transformierten Daten überprüft werden. Dateiformate müssen mit jedem relevanten Softwarezyklus geändert werden. Zur Archivierung müssen Archivdateiformate verwendet werden, die vom Hersteller länger unterstützt werden, d. h. die über einen längeren Zeitraum zur Verfügung stehen. Wichtige Dokumente sollten in jedem Fall auch als Papierdokument existieren.

Für sicherheitstechnisch relevante Dokumente ist ihre redundante Lagerung an einem anderen Ort sinnvoll, evtl. auch die Speicherung auf unterschiedlichen Medien. Zur Vermeidung von versehentlichem Löschen sollte das Archiv so aufgebaut sein, dass wichtige Daten nicht gelöscht werden können.

### **3.7.4 Qualitätsmanagement**

Als Qualitätsmanagement werden Maßnahmen bezeichnet, deren Ziel es ist, Prozesse oder Produkte durch gezielte Maßnahmen zu verbessern bzw. deren gleichbleibende Qualität zu erhalten. Zum Qualitätsmanagement gehören die Qualitätsplanung, deren Sicherung und Verbesserung. Durch die fortlaufende Verbesserung des Qualitätsmanagement mit dem Ziel, diese stetig mit möglichst nachhaltiger Wirkung zu verbessern, wird dieses kontinuierlich an die gegebenen Umstände angepasst und altert somit im eigentlichen Sinne nicht. Da das Qualitätsmanagementsystem aber im Kontext von anderen Managementsystemen und organisatorischen Regelungen zu sehen ist, sind hier durchaus „Alterungseffekte“ möglich. Diese Effekte werden im folgenden Text weiter unten behandelt.

#### **3.7.4.1 Bestehende Regelungen zum Qualitätsmanagement**

In Kernkraftwerken und Zwischenlagern ist die Qualitätssicherung als Teil des Qualitätsmanagement vorgeschrieben. Für Kernkraftwerke ist hierfür die KTA 1401 „Allgemeine Forderungen an die Qualitätssicherung“ einschlägig, für Zwischenlager die Sicherheitstechnischen Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern der RSK /RSK 01/. Auch die Sicherheitsreferenzniveaus zur Lagerung von Abfall und abgebranntem Brennstoff im Rahmen des WENRA-Prozess

/WGWD 06/ fordern die Einrichtung, Verwaltung, Umsetzung und Bewertung eines Qualitätsmanagementsystems für die Sicherstellung der Anlagensicherheit.

Nach /RSK 01/ ist die Qualitätssicherung eine aus den Schutzziele abgeleitete Anforderung. Für die Qualitätssicherung fordert /RSK 01/, dass

*„... bereits während der Planung und Auslegung des Zwischenlagers [...] ein nach Sicherheitserfordernissen abgestuftes Konzept zur Qualitätssicherung für die Errichtung und den Betrieb der Anlage auszuarbeiten [ist].“*

Die KTA 1401, die allgemeine Forderungen an die Qualitätssicherung in Kernkraftwerken festlegt fordert, dass die Anwendung und Wirksamkeit eines Qualitätssicherungssystems nach einem festzulegenden Zeitplan zu prüfen ist. Erkannte Lücken oder Schwachstellen des Qualitätssicherungssystems sind unverzüglich zu beseitigen.

#### **3.7.4.2 Alterung der Qualitätssicherung**

Wie eingangs erwähnt, sind mögliche Alterungseffekte und die daraus resultierenden Maßnahmen zur Verhinderung dieser bereits im QS-System integriert. So sind z. B. die Rückmeldungen von Erfahrungen (mit Komponenten, Lieferanten etc.) ins System integriert und stellen somit keinen Alterungsaspekt im engeren Sinne dar. Auch die sich ändernden Ansprüche und Erwartungen an das Qualitätsmanagement, Personalangelegenheiten, Zuständigkeiten und die Organisation zwingen zur kontinuierlichen Anpassung und Nachführung des Systems.

Allerdings zeigt die Erfahrung, dass QM-Systeme und -schemata sich im Laufe von zehn Jahren verändern und dann grundlegend angepasst werden müssen. Es muss überprüft werden, ob das Gesamtsystem noch den Bedürfnissen und Anforderungen des Betriebs entspricht. Hierbei sollte das Gesamtsystem betrachtet werden, wie die Softwarebasis, die interne QM-Organisation, die Akzeptanz oder das Selbstverständnis der Mitarbeiter gegenüber den QM-Anforderungen.

#### **3.7.4.3 Derzeitige Implementierung des Qualitätsmanagements**

Als Beispiel zur Darstellung der Regelungen für das Qualitätsmanagement wird hier die Genehmigung des Standort-Zwischenlagers Philippsburg betrachtet /BFS 03c/. Dessen Betreiber hat ein Qualitätsmanagementsystem, das an die KTA 1401 und DIN EN ISO

9001, soweit sinnvoll anwendbar, angelehnt ist. Das „Qualitätsmanagement-Handbuch für das Zwischenlager“ regelt die Anforderungen an die Qualitätssicherung. Ferner hat sich der Betreiber dazu verpflichtet, den Qualitätsstandard ständig weiter zu entwickeln. Auch die Auftragnehmer und Unterauftragnehmer sind in das Qualitätssicherungssystem eingebunden.

Die Anwendung und Wirksamkeit des Qualitätsmanagementsystems wird durch regelmäßig durchgeführte Qualitätsmanagementbewertungen geprüft. Dabei werden die Informationen u. a. aus internen Audits, besonderen Vorkommnissen, wiederkehrenden Prüfungen, Erfahrungsrückfluss, Festlegungen aus vorangegangenen Managementbewertungen und das Erreichen von messbaren Qualitätszielen berücksichtigt. In der Genehmigung werden weiter die Qualitätssicherung bei der Planung, Errichtung und Inbetriebsetzung und bei der Fertigung und Inbetriebnahme der Transport- und Lagerbehälter gewürdigt. Darüber hinaus wird die Qualitätssicherung beim Betrieb des Standort-Zwischenlagers Philippsburg und bei der Dokumentation beschrieben. Für die Auslagerung ist in einer Nebenbestimmung geregelt, dass rechtzeitig vor Auslagerung des ersten Behälters der Aufsichtsbehörde für die dazu erforderlichen Handhabungsschritte ein Ablaufplan für die Auslagerung zur Zustimmung vorzulegen ist.

#### **3.7.4.4 Empfehlungen zum Qualitätsmanagement in Bezug auf Alterung**

Um ein QS-Managementsystem über mehrere Dekaden auf gleichbleibender Qualität zu halten bzw. diese zu verbessern, ist es wichtig zu beachten, dass das QS-Management über lange Zeiträume grundlegender Neubewertungen und Revisionen bedarf. Es muss in einem angemessenen Zeitraum (ca. alle 10 Jahre) auf seine Angemessenheit überprüft und bewertet werden und muss bei dieser Gelegenheit an die Bedürfnissen und Anforderungen des Betriebs und an andere bestehende Managementsysteme angepasst werden.

#### **3.7.5 Zusammenfassung**

Der lange Zwischenlagerzeitraum von 40 Jahren kann nicht nur Alterungseffekte bei technischen Komponenten verursachen, auch nicht-technische Funktionen wie Personalplanung, Wissenserhalt, Dokumentation und Qualitätsmanagement unterliegen der Alterung.

Die Notwendigkeit einer langfristigen Personalplanung wird zunehmend erkannt, ist in neueren Entwürfen der einschlägigen KTA enthalten und sollte auch in einem umfassenden Alterungsmanagement angemessen enthalten sein. Wichtige Punkte sind hier die Darlegung der Art und Weise, wie für alle im Zwischenlager erforderlichen sicherheitsrelevanten Funktionen die Anforderungen an die kontinuierliche Bereitstellung von Personal – einschließlich dessen erforderlicher Qualifikationen – unter Berücksichtigung der Alterungseffekte, des Zeitbudgets und die bedarfsgerechte, regelmäßige und vorausschauende Anpassung der Personalplanung an Veränderungen eingehalten werden.

Wissen bzw. Wissenserhalt wird in den Anforderungen für die Kerntechnik bisher meist auf den Erhalt der Fachkunde reduziert, und die verschiedenen Arten von Wissen und deren Erhalt über mehrere Jahrzehnte werden nicht explizit betrachtet. Für das Alterungsmanagement ist relevant, die verschiedenen Arten des Wissens in unterschiedlichen Bereichen zu erfassen sowie Methoden zu entwickeln und einzusetzen, dieses notwendige Wissen über die Lagerzeit von 40 Jahren sicherzustellen.

Auch organisatorische Rahmenbedingungen verändern sich und unterliegen der Alterung. So ist z. B. für die Sicherstellung, dass austauschbare Komponenten auch auf Dauer mit der notwendigen Qualität verfügbar sind, ein Obsolenzmanagement notwendig.

Die Ziele der Langzeit-Dokumentation sind die ständige Aktualisierung der Dokumente, deren beständige Verfügbarkeit und Lesbarkeit. Bezüglich des Alterungsmanagements müssen diese Ansprüche durch geeignete Maßnahmen wie beispielsweise regelmäßige Aktualisierung der Hard- und Software für elektronische Daten (als Teil des umfassenderen Obsolenzmanagements), das Entwickeln eines systematischen Überprüfungsprogramms für die inhaltliche Aktualisierung der Daten und die regelmäßige Überprüfung der Lagerbedingungen der Dokumente und Datenträger erfüllt werden.

Qualitätssicherungssysteme beinhalten in der Regel die Forderung nach und das Treffen von Vorkehrungen für ihre kontinuierliche Anpassung und interne Weiterentwicklung und sollten daher kaum veralten. Allerdings stellt sich nach langen Zeiträumen die Frage, ob nicht das gewählte System und die verwendeten Werkzeuge (Software etc.) grundlegender Überarbeitung bedürfen. Dazu ist es nötig, regelmäßig (z. B. etwa alle 10 Jahre) das Gesamtsystem einer Neubewertung und Revision zu unterziehen, um es

den möglicherweise geänderten Bedürfnissen und Anforderungen des Betriebs insgesamt anzupassen.

Der Betrachtung der genannten Bereiche sollte bezüglich langfristiger Sicherheitsaspekte ein angemessener Stellenwert zugeschrieben werden. Unter Alterung ausschließlich technische Komponenten zu betrachten, vernachlässigt die Beiträge anderer Aspekte zur Sicherheit der Anlage und ihres langfristigen Betriebs, blendet wichtige Veränderungen im nicht-technischen Bereich aus, ist insgesamt unausgewogen und entspricht nicht mehr dem Stand des Wissens.

## 4 Entwicklung eines Überprüfungsprogramms

Die RSK fordert in den Leitlinien für Zwischenlager in /RSK 01/ ein Überwachungskonzept zur Beherrschung der Langzeit- und Alterungseffekte:

*„Zur Beherrschung der Langzeit- und Alterungseffekte während der beantragten Nutzungsdauer des Zwischenlagers ist ein Überwachungskonzept vorzulegen.“*

Obwohl die Empfehlung bereits mehr als acht Jahre in Kraft ist und es mehrere Anlagen gibt, die über eine Dauer betrieben wurden, bei der Alterung eine sicherheitstechnische Rolle spielen kann, liegt eine solche Konkretisierung in Form eines Überwachungskonzepts für diese Anlagen bisher nicht vor.

In der Zwischenzeit haben sich nicht zuletzt auch im internationalen Raum Entwicklungen vollzogen, die eine Konkretisierung der Anforderungen an die Beherrschung von Alterungseffekten nahelegen. In diesem Kapitel sind entsprechende Vorschläge für die Gestaltung eines solchen Konzepts erarbeitet.

Die hier erarbeiteten Vorschläge für das Alterungsmanagement basieren auf dem derzeitigen Stand von Wissenschaft und Technik und richten sich zunächst an die Behörden, die von Betreibern solcher Anlagen vorgelegte Konzepte zu prüfen haben. Sie eignen sich aber auch für den Entwurf solcher Konzepte, da sie sinnvolle Maßstäbe für solche Konzepte angeben und eine systematische und vollständige Erarbeitung fördern sollen.

Das in diesem Kapitel vorgestellte Konzept für das Alterungsmanagement von Zwischenlagern wurde im Rahmen des OECD/NEA-Workshops „Ageing Management of Fuel Cycle Facilities“ im Oktober 2009 in Paris präsentiert (siehe Anhang A6).

Die grundlegenden Anforderungen an ein Überprüfungsprogramm sind in Kapitel 4.1 dargelegt. Diese muss ein Überprüfungsprogramm erfüllen, damit es im Sinne der RSK-Leitlinie als geeignet beurteilt werden kann.

#### 4.1 Übergeordnete Anforderungen an das Überprüfungsprogramm

Die im Folgenden zusammengestellten Anforderungen muss ein Überprüfungsprogramm in jedem Fall erfüllen, damit es zur Beherrschung von Langzeit- und Alterungseffekten im Sinne der RSK-Richtlinie geeignet ist:

- Das Überprüfungsprogramm soll umfassend, vollständig und systematisch sein. Die Alternative, ein auf bisherige technische Erfahrungen beschränkter „Flickenteppich“ ausgesuchter Einzelkomponenten oder die ausschließliche Verengung auf ausgesuchte Korrosionsprozesse oder die Alterung von Beton ist der Alterungsproblematik nicht angemessen.
- Das Programm muss alle Anforderungsbereiche (technisch, organisatorisch und formal) erfassen. Ein Programm, das sich ausschließlich auf die rein technischen Aspekte der Alterung von Komponenten bezieht, würde wesentliche andere Aspekte ausblenden, die der langfristige sichere Betrieb einer solchen Anlage ausmacht<sup>3</sup>. Diese umfassende Zielsetzung ist den langfristigen Veränderungen angepasst.
- Die Durchführung und die Ergebnisse des Überprüfungsprogramms sollen überprüfbar und nachvollziehbar sein. Die Unterlagen müssen in Anbetracht der langen Zeiträume auch für Menschen verständlich sein, die mit der Anlage selbst gar nicht vertraut sind (aber z. B. im Rahmen der Ausbildung vertraut gemacht werden sollen). Außerdem sollen andere Anlagenbetreiber oder Aufsichtsbehörden anhand der Unterlagen bewerten können, ob eine Übertragbarkeit von Untersuchungsmethoden, Beobachtungen und Ergebnissen auf ihre Anlagen möglich und sinnvoll ist.
- Alterung ist in der Regel ein langsam verlaufender Prozess, dessen Verlauf von Interesse ist. Alterungsmanagement bezieht sich daher zu einem großen Teil auf die Vorsorge gegen das künftige Eintreten von Auswirkungen, die auf Alterungseffekte zurückgeführt werden können. Das Überprüfungsprogramm soll generell nicht nur den zurückliegenden Zeitraum prüfen und bewerten, sondern ist auch auf aktive Prognosen und Maßnahmen für die absehbare Zukunft zu beziehen.

---

<sup>3</sup> Z. B. RSK-Empfehlung zur Beherrschung von Alterungseffekten in Kernkraftwerken: „Veralten können Anlagenkonzepte und technologische Verfahren sowie administrative Regelungen gegenüber dem Stand von Wissenschaft und Technik.“ /RSK 04/

- Das Überprüfungsprogramm beinhaltet Überprüfungen und Bewertungen, die in unterschiedlichen Zeitabständen erforderlich sind. Alle Ergebnisse müssen systematisch zusammengeführt und miteinander abgeglichen werden. Dazu sind geeignete Dokumentations- und Auswertungsinstrumente erforderlich.
- Das Überprüfungsprogramm mit Blick auf die Komponenten soll alle Komponenten unabhängig von ihrer Beanspruchung beinhalten. Es soll Wechselwirkungen zwischen Komponenten und ggf. andere komplexe Zusammenhänge berücksichtigen. Es soll Ausfallerwartungen und deren Relevanz beinhalten und es soll die gemachten Erfahrungen z. B. bei Ausfällen, aber auch Beobachtungen bei Wartungsarbeiten, wiederkehrenden Prüfungen usw. berücksichtigen.
- Das Überprüfungsprogramm soll Prüf Aspekte entwickeln, die systematisch ein vollständiges Bild ergeben. Dies können einerseits allgemein anzuwendende Prüf Aspekte sein, aber auch Prüf Aspekte, die speziell auf einzelne Komponenten abgestimmt sind. Die Prüf Aspekte erfassen beispielsweise Funktionsaspekte, Beanspruchungen und Werkstoffaspekte.
- Das Überprüfungsprogramm soll mit Blick auf Organisation und Administration Klarheit und Transparenz sowie die Verantwortlichkeiten und Redundanzen prüfen und bewerten.

Die RSK unterscheidet bei ihrer Diskussion der Alterungsaspekte grundlegend nach austauschbaren und nicht austauschbaren Komponenten. Diese Unterscheidung ist nicht nur von der rein praktischen Seite her sinnvoll (Unterscheidung nach dem Aufwand, den ein Austausch erfordern würde); es ergeben sich unter Alterungsgesichtspunkten für beide Komponentenarten auch sehr unterschiedliche Ziele. Diese Unterscheidung wird daher im Folgenden beibehalten.

## **4.2 Struktur eines Überprüfungsprogramms für Alterung**

### **4.2.1 Typische Herangehensweisen bei der Entwicklung des Konzepts**

Um ein solches Konzept zu entwickeln, das den genannten Anforderungen entspricht, gibt es zwei unterschiedliche Vorgehensweisen, die beide typische Charakteristika aufweisen. Diese Vorgehensweisen werden hier als „Bottom-Up“- und „Top-Down“-

Ansatz bezeichnet. Für beide Vorgehensweisen finden sich in der Fachliteratur Beispiele, beide haben typische Vor- und Nachteile (siehe Abbildung 4-1).

Beim „Bottom-Up“-Ansatz wird so vorgegangen, dass zunächst eine Zusammenstellung aller Komponenten erfolgt, sodann alle bekannten und vermuteten Alterungsmechanismen dieser Komponenten zusammengestellt werden, um daraus schließlich ein Überwachungs- und Reparaturprogramm zu erarbeiten. Im Zentrum dieses Ansatzes stehen also die Komponenten, ihr Aufbau (Werkstoffe etc.) und die erwarteten Alterungserscheinungen. Der typische Vorteil dieses Vorgehens liegt darin, dass die Liste der Komponenten und deren Eigenschaften sehr vollständig vorliegen. Der typische Nachteil liegt dabei natürlich darin, dass bei dieser Fokussierung auf die Komponenten alle Einflüsse auf die Alterung aus dem Blick geraten, die sich gerade nicht aus einer Komponente oder einer ihrer Eigenschaften ergeben.

<b>Ansatz</b>	<b>Bottom-Up</b>	<b>Top-Down</b>
<b>Vorgehensweise</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Zusammenstellung aller Komponenten</li> <li>- Zusammenstellung aller Alterungsmechanismen</li> <li>- Zusammenstellung aller Überwachungs-, Reparatur- und Wartungsprogramme</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Zusammenstellung aller übergeordneten Einflussfaktoren</li> <li>- Festlegung der Ziele des Alterungsmanagements</li> <li>- Zusammenstellung aller Mechanismen zur Zielerreichung</li> </ul>
<b>Vorteile</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Wenn Komponenten systematisch zusammen gestellt sind: vollständig</li> <li>- Wenn Mechanismen und Programme systematisch zusammen gestellt: konkret, übersichtlich und klar</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Wenn Einflussfaktoren systematisch zusammen gestellt sind: vollständig</li> <li>- Wenn alle Mechanismen zur Zielerreichung systematisch zusammen gestellt sind: übersichtlich und klar</li> </ul>
<b>Nachteile</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- „Vergessene Komponenten“ (z. B. nicht-technische Faktoren)</li> <li>- Zentrale Fokussierung auf die jeweils BEKANNTEN Alterungsmechanismen</li> <li>- Unüberwachte nicht-technische Faktoren und Mechanismen</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- „Vergessene Einflussfaktoren“ wirken sich erheblich aus</li> <li>- Keine Garantie für Vollständigkeit auf Komponentenebene</li> <li>- Unüberwachte Faktoren und Mechanismen</li> </ul>

**Abbildung 4-1:** Verschiedene Typen von Ansätzen bei der Entwicklung von Konzepten zum Alterungsmanagement mit ihren jeweiligen typischen Vor- und Nachteilen

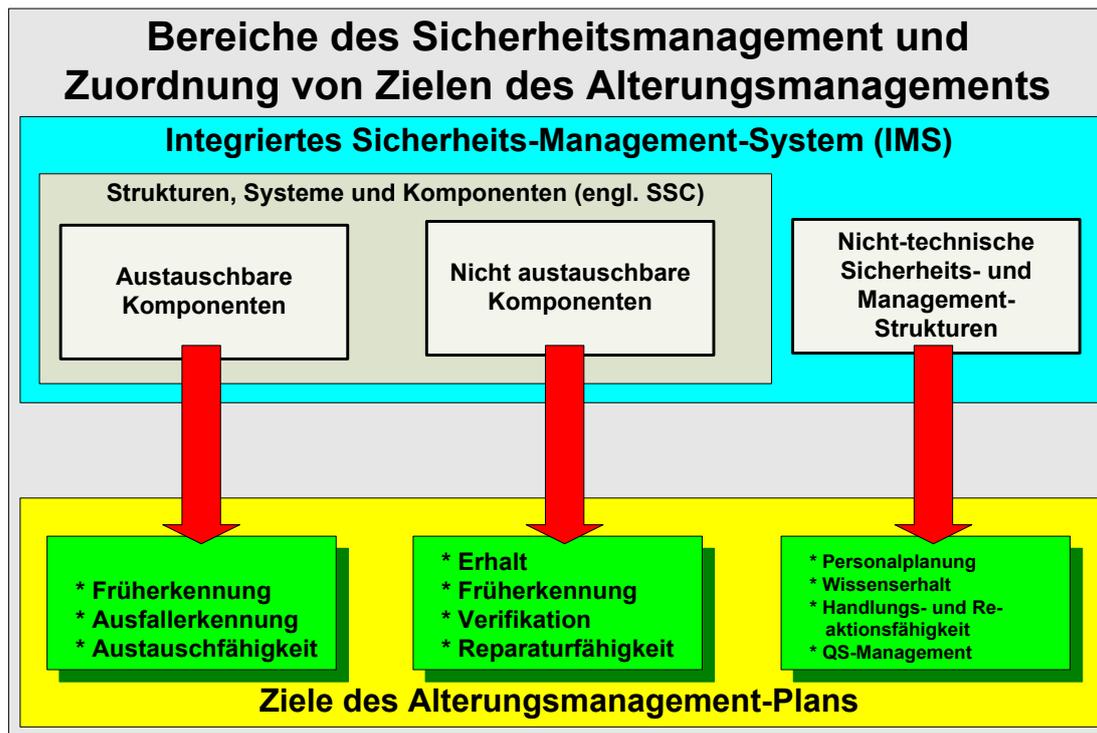
Beim „Top-Down“-Ansatz wird zunächst vergleichsweise weniger konkret vorgegangen. Hier werden umgekehrt im ersten Schritt alle Einflussfaktoren zusammengestellt, auf die Alterung einwirkt. Dies schließt per se auch Einflüsse ein, die nicht-technischer Natur oder Herkunft sind. Für jeden Einflussfaktor werden Ziele formuliert, die mit ei-

nem zu entwerfenden Überwachungs-, Prüf- und Eingriffsprogramm zu erreichen sind. Diese Programme werden im englischen Sprachraum als Ageing Management Program (AMP) bezeichnet. Dieser Fachbegriff wird sowohl im internationalen nuklearen Bereich als auch im nicht-nuklearen technischen Bereich breit verwendet und soll daher hier nicht übersetzt werden. Mit dem „Top-Down“-Ansatz bleiben alle Einflussfaktoren auf der Ebene des Sicherheitsmanagements im Blickfeld. Dies stellt einen Vorteil gegenüber dem „Bottom-Up“-Ansatz dar, weil diese Aspekte dann nicht nachträglich hinzu addiert werden müssen und dem eigentlichen „Komponenten-Kern“ relativ „fremd“ bzw. „künstlich“ sind.

In der Praxis der Konzeptentwicklung wird man wegen der jeweils aufgeführten Nachteile sinnvollerweise keinen der beiden Ansätze in Reinform verfolgen und stets einen gemischten Ansatz wählen, welcher der Komplexität der Anlage und der Alterungsprozesse angemessen ist.

#### **4.2.2 Integrierter Ansatz für das Alterungsmanagement bei Zwischenlagern**

Da Zwischenlager in der hier gewählten technischen Form (trockene Lagerung) Anlagen mit vergleichsweise geringer technischer Komplexität darstellen, die aber wegen der langen Betriebsdauer unter wechselnden Betriebsphasen (aktive Einlagerung vs. lange Lagerphase) betrachtet werden müssen, während derer weitgehend passive sicherheitstechnische Bedingungen vorliegen, ist ein auf diese besonderen Bedingungen angepasster Ansatz angemessen.



**Abbildung 4-2:** Bereiche des Sicherheitsmanagements bei der Alterung und Zuordnung von Zielen

Im Sinne des „Top-Down“-Ansatzes wird zunächst differenziert, welche unterschiedlichen Bereiche durch ein Überwachungskonzept abgedeckt sein müssen und welche Ziele durch das Konzept zu erreichen sind. Grob sind hier zwei Bereiche mit Komponenten und ein Bereich Sicherheitsmanagement zu unterscheiden (siehe Abbildung 4-2). In Übereinstimmung mit dem IAEA Safety Glossary /IAE 07a/ wird diese übergreifende Ebene als Integriertes Sicherheitsmanagement-System (IMS) bezeichnet.

Im Bereich Komponenten, der begrifflich den eingeföhrten „Structures, Systems and Components“ (SSC) entspricht, wird bei den meisten AMP noch zwischen aktiven und passiven Komponenten unterschieden. Diese Unterscheidung ergibt bei trockenen Zwischenlagern wenig Sinn, weil die Anzahl aktiver Systeme sehr gering oder gleich Null ist und deren sicherheitstechnische Bedeutung gezielt gering gehalten ist. Anlagenspezifisch wird daher hier zwischen austauschbaren und nicht austauschbaren Komponenten unterschieden, wie sie durch /RSK 01/ eingeföhrt ist:

*„Dabei ist grundsätzlic zwischen Komponenten und Bauteilen zu unterscheiden, die für die gesamte Nutzungsdauer der Anlage ausgelegt sind, und denjenigen, die gegebenenfalls ausgetauscht werden müssen.“ /RSK 01/*

Aus dieser Unterscheidung ergeben sich auch klar unterschiedene Ziele des Alterungsmanagements. Die Ziele, die ein AMP für die drei zu unterscheidenden Bereiche des Integrierten Management-Systems erreichen muss, sind in der unteren Hälfte der Abbildung 4-2 zugeordnet.

Die einzelnen zugeordneten Ziele sind in den jeweils nachfolgenden Kapiteln textlich dargestellt und eine Ebene tiefer konkretisiert.

### **4.3 Überprüfungsprogramm für austauschbare Komponenten**

Als spezifisch zu verfolgende Ziele des Alterungsmanagementplans für austauschbare Komponenten wurden in Abbildung 4-2 identifiziert:

- Früherkennung,
- Ausfallerkennung,
- Austauschfähigkeit.

Unter Früherkennung ist in diesem Zusammenhang zu verstehen, dass austauschbare Komponenten im Rahmen des AMP nach Möglichkeit so überwacht werden sollten, dass ein Austausch vor erfolgtem Ausfall vorgenommen werden kann.

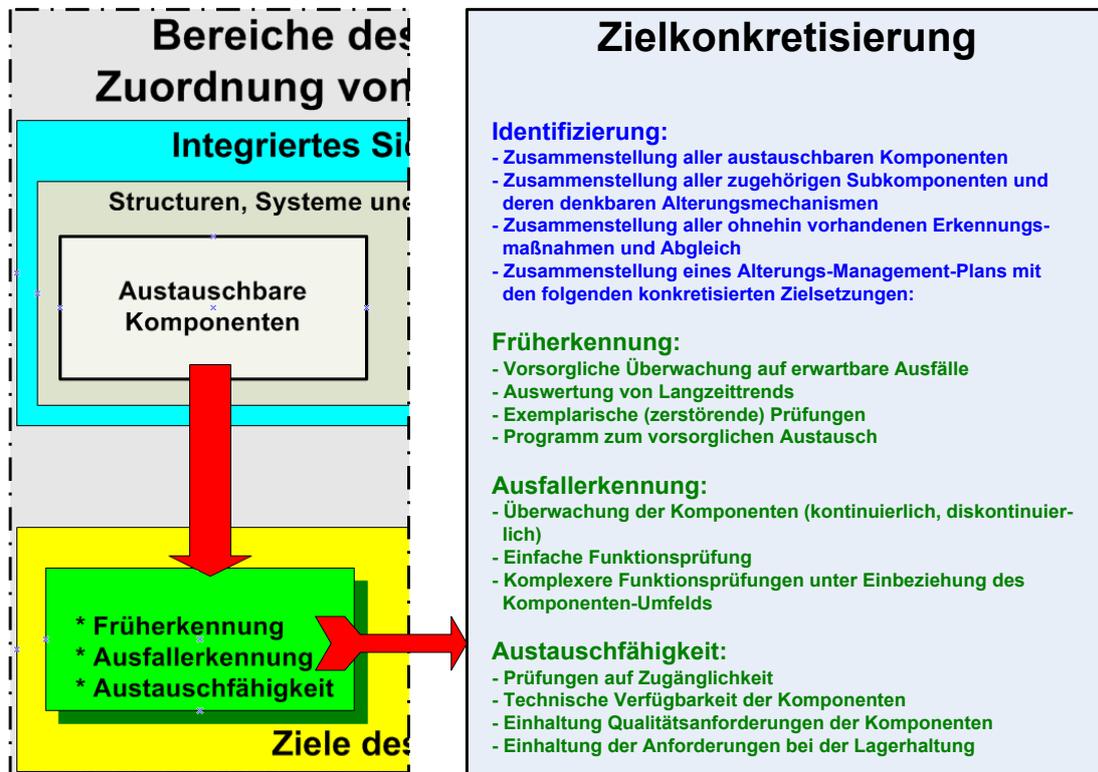
Die Ausfallerkennung ist im AMP generell für alle austauschbaren Komponenten vorzusehen, da die Früherkennung grundsätzlich unvollständig bleibt. Zentral für den Austausch von Komponenten ist stets deren Austauschfähigkeit. Im ersten Schritt sind die austauschbaren Komponenten zu identifizieren.

#### **4.3.1 Identifizierung austauschbarer Komponenten**

##### *Schritt „Identifizierung“*

Erster wesentlicher Schritt bei der Erstellung eines Überprüfungsprogramms für austauschbare Komponenten ist die vollständige Erfassung dieser Komponenten (vgl. die Liste „Identifizierung“ in Abbildung 4-3). Dazu gehören explizit auch alle Subkomponenten. Die Erfassung der Komponenten mit allen zugehörigen, die Beobachtung und

Auswertung der Alterung unterstützenden Dokumenten erfolgt sinnvollerweise in einer hierfür geeigneten Datenbank.



**Abbildung 4-3:** Zielkonkretisierung für die Überwachung von austauschbaren Komponenten

#### *Zu erfassende Details*

Zu den zu erfassenden Details jeder austauschbaren Komponente gehören beispielsweise:

- Beschaffungsdetails,
- Lagerzeiträume und -bedingungen vor dem Einbau,
- Einbaudatum und -verlauf,
- alle Herstellerangaben zu der Komponente,
- Angaben zu verwendete Materialien und deren Eigenschaften,
- typische und maximale Auslegungsbedingungen sowie

- Angaben zu herstellerseitigen und im Rahmen der Eingangs-Qualitätssicherung durchgeführten Funktionsprüfungen.

Für jede Komponente wird so eine Datensammlung erstellt, die ein umfassendes Bild über die Komponente am Beginn ihres Einsatzes gibt.

Im Rahmen des Einsatzes der Komponente wird diese Datensammlung verknüpft mit einer Datensammlung, die Informationen zur technischen Alterung aber auch zur Wiederbeschaffung oder Reparatur enthält. Eine solche Datensammlung beinhaltet u. a. Angaben zu

- durchgeführten Prüfungen und deren Ergebnissen,
- der festgestellten Alterung verwendeter Materialien,
- den real aufgetretenen Betriebsbedingungen und anderen möglichen Einflüssen, die Alterung verlangsamen oder beschleunigen können,
- zeitlichen Abläufen erwarteter Alterungseffekte,
- möglichen Folgewirkungen von Alterungseffekten,
- eventuellen Wissenslücken.

Für jede Komponente werden die Erkenntnisse aus bereits durchgeführten Prüfungen wie z. B. bei Aus- und Einbau, bei Funktionsprüfungen, bei wiederkehrenden Prüfungen, bei visuellen Prüfungen, bei exemplarischen zerstörenden Prüfungen an gleichen oder ähnlichen Komponenten, bei Begehungen, bei routinemäßigen Wartungen oder Instandhaltungen usw. systematisch zusammengeführt. Dazu zählen Angaben über Durchführung, Ergebnisse, Bewertung und ggf. daraus abgeleitete Maßnahmen und ihre Wirksamkeit.

Im Rahmen des Alterungs-Management-Programms ist für jede austauschbare Komponente

- eine Zusammenstellung aller bekannten (Verdachtsstufe 1), vermuteten (Verdachtsstufe 2) und prinzipiell möglichen, aber nicht durch Beobachtungen oder

Hinweise bekannten alterungsbedingten Degradationen (Verdachtsstufe 3) zu erstellen<sup>4</sup> und auf Dauer zu pflegen,

- die Liste der Verdachtseinstufungen daraufhin zu überprüfen, ob eine Degradation nach diesem Mechanismus durch eine häufig wiederkehrende Verwendung der Komponente, durch Wiederkehrende Prüfungen oder durch andere planmäßig und zyklisch durchgeführte Prüfungen erkennbar ist (in diesem Fall ist der Prozess der Erkennung und der Rückmeldeweg zu definieren),
- für alle durch die Liste nicht abgedeckte Alterungsmechanismen eine Überwachungsmaßnahme festzulegen, die der entsprechenden Verdachtsstufe angemessen ist.

Im Rahmen des Überprüfungsprogramms sind zusätzliche Überprüfungen von Komponenten erforderlich, die sich aus der Forderung nach der „Beherrschung von Alterungs- und Langzeiteffekten“ ergeben. Solche zusätzlichen Überprüfungen können sein:

- Begehungen mit bewusst auf Alterungserscheinungen fokussiertem Schwerpunkt,
- Sichtprüfungen speziell auf Alterungserscheinungen,
- WKP-ergänzende Messungen,
- Sonderüberprüfungen zur Klärung von Einzelbeobachtungen,
- stichprobenweiser Ausbau und externe zerstörungsfreie oder zerstörende Prüfungen.

Die Ergebnisse müssen systematisch zusammengeführt und ggf. mit den Erkenntnissen aus den bereits durchgeführten Untersuchungen abgeglichen werden.

Anschließend muss eine übergreifende Bewertung der Erkenntnisse zu den einzelnen Komponenten erfolgen und eine Prognose zu der zu erwartenden Qualitäts- und Zu-

---

<sup>4</sup> Es ist wichtig, dass pro Komponente auch mehrere solche Einstufungen erfolgen, damit nicht bei einer einzigen vorliegenden höheren Einstufung die Beobachtung anderer Mechanismen unterbleibt und ein Alterungsmechanismus durch einen anderen, offensichtlicheren Mechanismus maskiert wird. Es handelt sich dabei also nicht um eine Einstufung der Komponente selbst, sondern um die Einstufung eines bestimmten Mechanismus.

verlässigkeitsentwicklung der Komponente über den kommenden Überprüfungszeitraum erstellt werden. Für die Bewertung müssen Kriterien festgelegt werden, z. B. ab welcher Abweichung von der Norm korrigierende Maßnahmen eingeleitet werden.

Abschließend ist für jede austauschbare Komponente ein expliziter Bewertungsschritt erforderlich. Im Ergebnis dieser Bewertung kann die Komponente

- ohne weitere (zusätzliche) Erkennungsmaßnahmen über den gesamten Zyklus<sup>5</sup> weiter betrieben werden,
- mit zusätzlichen Erkennungsmaßnahmen über den gesamten Zyklus weiter betrieben werden,
- sofort vorsorglich ausgetauscht werden,
- nach einer weiteren begrenzten und festgelegten Betriebsdauer vorsorglich ausgetauscht werden.

#### **4.3.2 Früherkennung**

Auf dem Gebiet der Alterung bedeutet Früherkennung, dass

- Alterungsvorgänge über lange Zeiträume ablaufen, ohne dass dies durch vollständigen Ausfall der Komponente erkennbar ist,
- Alterungsmechanismen bereits in einem frühen Stadium beobachtet werden können,
- die Bedingungen für Alterung bei frühzeitiger Erkennung beeinflusst werden können,
- der Austausch alternder Komponenten vor ihrem Ausfall vorgenommen werden kann.

---

<sup>5</sup> Zyklus meint hier den Zeitraum, der zwischen zwei grundlegenden Gesamtüberprüfungen auf Alterungseffekte liegt, also z. B. 10 Jahre. Der anlassbezogene Austausch von Komponenten bleibt selbstverständlich davon unberührt, d. h. beispielsweise wenn Komponentenversagen bei der Verwendung oder bei einer Prüfung auftritt und erkannt wird.

Früherkennung bedeutet die vorsorgliche Überwachung auf erwartbare Ausfälle. Sie besteht darin, die Zeichen von Alterung zu erkennen und frühzeitig auf diese zu reagieren. Die Erkennung ist dabei nicht trivial, weil

- langsame Veränderungen, die sich über Jahre und Jahrzehnte hinweg erstrecken, sich der Wahrnehmung entziehen können,
- ohne eine Vorstellung über die Mechanismen der Alterung eine gezielte Wahrnehmung der Erscheinungen nicht erfolgen kann,
- die Wahrnehmung ohne eine Fokussierung auf Alterungseffekte auf eine wenig spezifische zufallsbedingte Erkennung angewiesen ist.

Die Erkennung von Alterungserscheinungen erfordert daher zunächst eine sorgfältige und vollständige Zusammenstellung aller denkbaren Alterungsmechanismen einer Komponente. Diese sollte im ersten Schritt möglichst breit angelegt sein, damit einzelne Mechanismen nicht schon in diesem ersten Schritt aus dem Fokus geraten. Eine auf Erfahrung beruhende Voreinstellung, welches relevante und welches weniger relevante oder gar unmögliche Mechanismen sind, ist mit dem Risiko verbunden, unermutete und neue Mechanismen der Alterung zu übersehen. Die Bewertung der vermuteten Relevanz verschiedener Beiträge kann in einem zweiten Schritt erfolgen, diese Einengung sollte aber nicht so weit gehen, dass nicht durch Erfahrung belegbare Mechanismen aus den Maßnahmen zur Früherkennung völlig ausscheiden.

Als Maßnahmen zur Früherkennung kommen je nach Komponente und unterstelltem Alterungsmechanismus in Frage:

- Auswertung von Langzeittrends: Die langfristige Beobachtung von Kennzahlen, visuell erkennbaren Veränderungen, deren Dokumentation (Mess- und Prüfwerte, Kennzahlen, Fotodokumentation, etc.) und die zeitlich übergreifende Auswertung aller Dokumente ermöglichen eine frühzeitige Erkennung. Auch bei dieser Auswertung hilft ein breiterer Blick auf die Daten und Bilder, während eine durch Voreinstellung geprägte Erwartungshaltung die Erkennung von unerwarteten Veränderungen eher maskieren kann.
- Exemplarische (zerstörende) Prüfungen: Diese etwas aufwändigere Methode ermöglicht es, auch für weniger wahrscheinlich gehaltene Alterungsmechanis-

men an ausgewählten Exemplaren einer Komponente zu identifizieren. Auch hier sollte ein möglichst breiter Blick auf mögliche Mechanismen angewendet werden.

Für Komponenten, deren Alterung nach weitgehend bekannten Mechanismen abläuft und die in dieser oder bei ähnlichen Anwendungen bereits im Laufe eines Jahrzehnts Ausfallerscheinungen nicht ausschließen lässt, ist anstelle der Früherkennung eher ein Programm zum vorsorglichen Austausch angemessen. Die Einordnung von Komponenten in diese Kategorie ist oft auch die weniger aufwändige Lösung.

### **4.3.3 Ausfallerkennung**

Bei Lagern, deren Sicherheit beim Einschluss der Radioaktivität nicht von der Funktionsfähigkeit einer einzelnen Komponente abhängt, kann der Ausfall von einzelnen Komponenten zeitweise toleriert werden. Dies kann jedoch nicht für solche Komponenten gelten, mit deren Hilfe die Funktionsfähigkeit des Einschlusses als solcher kontinuierlich verifiziert werden muss. Die austauschbaren Komponenten eines Zwischenlagers können also nach solchen Komponenten unterteilt werden, bei denen ein Ausfall sofort erkannt und umgehend behoben werden muss und solchen, bei denen die Erkennung eines Ausfalls z. B. bei monatlichen Begehungen oder bei vierteljährlichen Handhabungen erfolgen kann und bei denen nach Erkennung ein Austausch erfolgen muss.

Bei Komponenten mit kontinuierlicher Überwachung (z. B. der Leckageerkennung) liegen meist ganze Systeme mit diversen Einzelkomponenten vor, die für eine Funktionsfähigkeit des Gesamtsystems erforderlich sind (z. B. Überwachung, Signalfortleitung, Auswertung, Registrierung/Dokumentation, Alarmierung). Für diese Komponenten sind neben der Alterungsüberwachung der einzelnen Komponenten im System auch die Alterungsüberwachung und -bewertung des Gesamtsystems von Nutzen. Bei Systemen können neben den Mechanismen für die Einzelkomponenten folgende Alterungsercheinungen auftreten:

- Bei Ausfall, Austausch oder Modernisierung einer Teilkomponente: Anpassung und Veralten der Schnittstellen zu den Nachbarkomponenten im Gesamtsystem,
- Das System als solches erfüllt nicht mehr die veränderten Erwartungen: veränderte Erwartungen können z. B. sein: höhere Ausfallsicherheit und höhere Ver-

ffügbarkeit des Gesamtsystems, niedrigerer Wartungs-, Überwachungs- und Reparaturaufwand.

Für Komponenten, bei denen keine kontinuierliche Überwachung erfolgt, ist die Ausfallerkennung in angemessenen Abständen vorzunehmen. Damit dies vollständig erfolgt und keine Ausfälle übersehen werden, sind diese Untersuchungen in systematischer Form in ein Programm aufzunehmen. Dabei sind gegebenenfalls ohnehin durchgeführte Prüfprozeduren für die betreffenden Komponenten um die speziellen Ageing-Aspekte zu ergänzen. Bei den Komponenten, bei denen solche Prüfprozeduren nicht vorgesehen sind, ist in dem Überprüfungsprogramm die Ausfallerkennung zu ergänzen.

#### 4.3.4 Austauschfähigkeit

Damit austauschbare Komponenten ihre Austauschfähigkeit mit der Zeit nicht einbüßen, ist eine Reihe von Voraussetzungen zu erfüllen. Diese muten – oberflächlich betrachtet – trivial an, können aber im Einzelfall zu erheblichen Komplikationen führen. Diese Voraussetzungen sind im Einzelnen:

- **Zugänglichkeit:** Die Komponente muss zugänglich sein, der Zugang muss mit vertretbarem Aufwand und z. B. ohne Risiko für andere Komponenten oder für die Sicherheit für Beschäftigte herstellbar sein.
- **Verfügbarkeit:** Die Komponente muss in technischer Hinsicht verfügbar sein, d. h. entweder ist sie mit den erforderlichen Eigenschaften und in der erforderlichen Qualität vorhanden oder ihre Beschaffbarkeit muss gesichert sein.
- **Qualitätsanforderungen:** Die Komponente muss in der nötigen Qualität verfügbar sein. Ist es erforderlich, nicht mehr beschaffbare Komponenten zu ersetzen, muss der Ersatz vergleichbare Qualität bei dieser Anwendung aufweisen.
- **Überprüfung der Lagerhaltung:** Üblicherweise werden notwendige Komponenten auf Lager gehalten. Aber auch bei der Lagerhaltung treten je nach Komponente und den Lagerungsbedingungen Alterungserscheinungen auf, so dass auch die Lagerhaltung der Alterungsüberwachung unterworfen werden muss.

Die einzelnen Voraussetzungen werden im Folgenden weiter untersetzt.

### *Prüfungen auf Zugänglichkeit*

Anlagen verändern sich im Laufe der Zeit. In diese Veränderungen gehen eine Reihe von Einzelentscheidungen ein, bei denen nicht immer eine vollständige Analyse der Nebenfolgen einer Entscheidung vorgenommen wird. Aus der Kombination solcher Einzelentscheidungen oder als Folge kumulativer Einzelentscheidungen kann der Fall eintreten, dass für den Austausch vorgesehene oder prinzipiell austauschbare Komponenten nicht oder nur noch schwer zugänglich sind oder dass die technischen Mittel für einen Austausch gar nicht mehr vorhanden wären. Ein vorsorglicher oder anlassbezogener Austausch könnte sich dann im Bedarfsfall als nicht mehr realisierbar herausstellen.

In einem ersten Schritt ist daher die tatsächliche Austauschbarkeit der entsprechenden Komponenten zu überprüfen. Diese Überprüfung sollte nicht nur die rein räumliche Zugänglichkeit der Komponente umfassen sondern auf die für einen Austausch erforderlichen weiteren räumlichen Verhältnisse und erforderlichen technischen Einrichtungen ausgedehnt werden.

### *Technische Verfügbarkeit der Komponenten*

Die technische Verfügbarkeit von Komponenten ist über lange Zeiträume von mehreren Jahrzehnten ein grundlegendes Problem. Die dabei wichtigen Vorgänge sind für Komponenten, die auf mechanischen Prinzipien aufbauen und für solche, die auf einem elektrischen oder elektronischen Funktionsprinzip basieren, ganz ähnlich. Bei elektrischen Komponenten sind diese lediglich augenfälliger.

Handelt es sich um mechanische Bauteile, dann ist deren langfristige Verfügbarkeit z. B. von folgenden Einflüssen abhängig:

- Langzeitverfügbarkeit und Herstellbarkeit der verwendeten Werkstoffe (wie z. B. Zusammensetzung, Qualität und Formen von Rohmaterialien und Halbzeug, notwendige Veredelungsschritte etc.),
- Beherrschung und Verbreitung der erforderlichen mechanischen Bearbeitungsprozesse (wie z. B. Drehen, Präzisionsbiegen, Oberflächenbearbeitung und -veredelung, Schmieden); bei kleinen Stückzahlen unter hohen Qualitätsansprüchen

oft an anspruchsvolle Kenntnisse und Fertigkeiten bei wenigen erfahrenen Spezialisten und Herstellern gebunden,

- langfristiger Trend zum Ersatz mechanisch anspruchsvollerer Werkstücke durch effektivere, manuell weniger anspruchsvolle und in größerer Stückzahl herstellbare Ersatzkomponenten, je nach den Standardanwendungen der Komponente auch mit geänderten Eigenschaften und – wegen der niedrigeren Herstellungskosten – in geringeren Qualitäten und unter verminderter Haltbarkeit beim Einsatz,
- Verfügbarkeit in der geforderten geringen Stückzahl (Massenproduktion vs. Einzelstückfertigung, geringer Umsatz und geringes wirtschaftliches Interesse an Einzelstück- und Kleinserienfertigung; seltene und geringe Abnahme stellt die Wirtschaftlichkeit des aufwändigen Erhalts technischer Fertigkeiten schneller in Frage).

Betrachtet man aus rückwärtiger Sicht die heutige verfügbare Bandbreite an mechanischen Spezialverfahren und den verfügbaren Erfahrungshintergrund im Vergleich zu der Situation vor einigen Jahrzehnten oder gar einem Jahrhundert, dann sind die Unterschiede deutlich: die Vielfalt hat erheblich abgenommen, die Abhängigkeit von wenigen erfahrenen Spezialisten zur Herstellung von Einzelstücken hat sich auf die Ebene der Werkzeughersteller verschoben, die effektive Produktion von Massengütern steht im Vordergrund und die Herstellung von Einzelstücken stellt eine kleine Nische dar, insbesondere im Bereich höchstwertiger Luxusgüter. Beispiele hierfür sind die Entwicklung der Uhrenindustrie, die Herstellung von Kameras oder von Industrieporzellan oder die Verbreitung/Vielfalt von Gießereien für Spezialwerkstoffe.

Für mechanische Komponenten lassen sich daher folgende generellen Schlussfolgerungen für die Verfügbarkeit ableiten:

- Werden für die Herstellung sehr spezielle Werkstoffe erforderlich, die in anderen Bereichen der Fertigung von Investitions- und Konsumgütern nur schwach nachgefragt werden, ist langfristig eher mit einem Versorgungsengpass zu rechnen.
- Je anspruchsvoller die Qualitätsanforderungen an die Herstellung der Komponente sind, desto eher ist mit Schwierigkeiten bei der technischen Verfügbarkeit zu rechnen.

- Kommen für die Beschaffung einer Komponente mit der notwendigen Qualität mehrere unabhängige Hersteller in Betracht, ist das Risiko für die technische Verfügbarkeit geringer als bei nur einem oder zwei spezialisierten Anbietern.
- Die geringsten Schwierigkeiten bei der langfristigen Beschaffung sind bei genormten und in vielen technischen Bereichen breit verwendeten Werkstoffen und Standardteilen zu erwarten.

Bei elektrischen und elektronischen Komponenten ist mit ähnlichen Schwierigkeiten der Langfrist-Verfügbarkeit zu rechnen. Da hier das Innovationstempo im Durchschnitt und in vielen Einzelbereichen (z. B. Halbleiter) noch größer ist als bei mechanischen Komponenten, können einzelne verwendete Bauteile bereits innerhalb eines Überprüfungszyklus veralten. Herstellerunterstützung ist nach Einstellung der laufenden Produktion von Bauteilen nicht mehr zu erwarten, allenfalls kommen dann noch Lagerbestände mit unklarer Spezifikation, mit unbekanntem Lagerzeiträumen und ohne jede Qualitätsgarantie auf den Markt.

Austauschbare Komponenten sind daher regelmäßig, mindestens jedoch einmal im Überprüfungszyklus, auf ihre technische Verfügbarkeit zu überprüfen. Dabei sind sowohl die fertigen Komponenten als auch die verwendeten Werkstoffe und der Fertigungsweg zu betrachten. Besonderes Augenmerk ist dabei auf die Qualitätsmerkmale für die Komponente zu legen. Liegen aus dieser Überprüfung Hinweise darauf vor, dass

- im Zeitraum der nächsten zehn Jahre mit Beschaffungsproblemen gerechnet werden muss, z. B. weil Anbieter ihr Fertigungsspektrum grundlegend verändern,
- die Fertigung der Komponente (im Sinne der Einzelstückfertigung oder bei Kleinserienfertigung) wegen des Entfalls anderer Abnehmer mit höherem Aufwand verbunden sein kann,
- mit einem Wechsel der bei der Herstellung verwendeten Werkstoffe oder mit Minderungen der Fertigungsqualität zu rechnen ist,

sollte die Komponente als „obsolet“ eingeordnet werden. Da für die obsoletere Komponente ein gleichwertiger Ersatz geschaffen werden muss und diese Umstellung u. U. längere Planungs- und Erprobungszeiten in Anspruch nehmen kann, ist dieser Prozess frühzeitig anzustoßen. Je komplexer die Komponente ist und je höher die Qualitätsan-

forderungen an die Komponente sind, desto früher ist damit zu beginnen, wenn es nicht zu Engpässen bei der Ersatzbeschaffung kommen soll. Die Einordnung als „obsolet“ sollte daher auch den Faktor Zeit in Betracht ziehen. Bei langen Entwicklungszeiten für eine Ersatzbeschaffung sollte daher bereits der Verdacht ausreichen, dass eine Komponente obsolet werden könnte, um den betreffenden Prozess anzustoßen.

Das beschriebene Vorgehen wird als „Obsolenz-Management“ bezeichnet. Obsolenz-Management wird heute in vielen technischen Bereichen betrieben (Elektronik, Software etc.), weil das Ausfallrisiko durch Faktoren wie den beschleunigten technischen Fortschritt, die zunehmende Produkt-Komplexität usw. deutlich zugenommen hat und viele technische Bereiche tangiert, in denen in Zeiträumen von einigen Jahrzehnten geplant werden muss.

#### *Einhaltung der Qualitätsanforderungen der Komponenten*

An einigen anschaulichen Beispielen soll hier ferner gezeigt werden, dass Bauteile, Verfahren oder Komponenten auch noch andersartigen Mechanismen der „Veraltung“ unterliegen. Technische Standards, Herstellungsverfahren, Auslegung und Design verändern sich. Dieser Veraltungsprozess soll an einigen ausgewählten Beispielen der letzten Jahre gezeigt werden:

- Mit der RoHS-Spezifikation<sup>6</sup> werden beispielsweise alle elektronischen Baugruppen unter veränderten Verarbeitungsbedingungen hergestellt. Der Einfluss auf Alterung (günstig, ungünstig) ist zwar untersucht, aber Aussagen über das Langzeitverhalten im Sinne mehrerer Jahrzehnte sind nur in ausgewählten „Zeitraffer-Experimenten“ zugänglich. Es bleibt eine Restunsicherheit, deren Art und Umfang auch im Rahmen von üblichen Prüfprozeduren in der Fertigung nicht ermittelbar ist.
- Bestimmte Werkstoffe sind aus nachvollziehbaren Gründen (Beispiele: Asbest, einige Fluorchlorkohlenwasserstoffe, bestimmte Weichmacherzusätze in Kunststoffen) heute nicht mehr zulässig, bestimmte Produkte (z. B. Glühlampen mit Wolfram-Wendel) haben eine absehbar begrenzte Verfügbarkeit.

---

<sup>6</sup> Gemäß EU-Direktive 2002/95

- Wechsel der verwendeten Werkstoffe oder der Verarbeitungsmethoden vollziehen sich aus Sicht des Abnehmers einer Komponente oft völlig transparent. Die Entscheidung, einen anderen Lieferanten mit „gleichwertiger“ Rohstoff- oder Fertigungsqualität zu betrauen oder eine Beschichtung mit einer niedrigeren Materialdicke oder gar mit einem gänzlich anderen, aus Sicht des Herstellers mutmaßlich besser geeigneten Material vornehmen zu lassen, sind im Rahmen des technischen Fortschritts alltägliche Vorgänge. Solche Entscheidungen werden dem Abnehmer in der Regel nicht einmal angezeigt, es sei denn, dies ist explizit vereinbart. Die Verträglichkeit z. B. mit den Lager- und Einsatzbedingungen beim Abnehmer der Komponente liegt schließlich in dessen eigener Verantwortung.
- Viele technische Normen unterliegen einer besonderen normativen Kraft des Faktischen: sie sind in vielen heutigen Fällen bereits veraltet, wenn nach langen Jahren der Diskussion von Entwurfsfassungen die Endfassung vorliegt (Beispiele: optische Speichermedien, Schnittstellenprotokolle). Die Endfassung spielt dann manchmal auch keine Rolle mehr, weil die technische Innovation längst beim nächsten oder übernächsten Produktzyklus angelangt ist, für den, abgesehen von einer – oft sogar unveröffentlichten – Herstellerspezifikation, noch gar keine Normierung vorliegt.

Je höher die Qualitätsanforderungen bei einer Komponente sind, desto eher sind solche Veraltungsverfahren zu erwarten. Hohe Qualitätsanforderungen an Komponenten zeigen sich z. B. an niedrigen tolerierbaren Abweichungen von Kenngrößen, zulässigen engen Fertigungstoleranzen oder hohen Ansprüchen an die zulässigen Einsatz- oder Lagerbedingungen der Komponente.

Beim Alterungsmanagement austauschbarer Komponenten ist daher auf die notwendige Qualität zu achten. Müssen obsolet gewordene Komponenten ersetzt werden, spielen die verfügbaren Qualitäten von Ersatzprodukten eine zentrale Rolle. Auch hier kann eine Klassifizierung oder ein Ranking der austauschbaren Komponenten nach Qualitätsanforderungen hilfreich sein, um sensitive Komponenten zu identifizieren und ihre technische Verfügbarkeit im Hinblick auf die erforderliche Qualität turnusmäßig zu überprüfen.

### *Einhaltung der Anforderungen bei der Lagerhaltung*

Für austauschbare Komponenten kommen grundsätzlich zwei Beschaffungsstrategien in Frage: bedarfsorientierte Beschaffung oder Vorrats-Lagerhaltung. Beide Varianten haben Vor- und Nachteile im Hinblick auf die Fähigkeit, austauschbare Komponenten bei Bedarf auch austauschen zu können. Auf den ersten Blick ist dabei die Vorrats-Lagerhaltung die risikoärmere Variante. In einem Alterungs-Management-Programm ist aber auch die Lagerhaltung mit folgenden Fragestellungen aufzunehmen:

- In welchem Verhältnis stand der Bedarf an Komponenten zum bestehenden Lagerumfang und welcher künftige Bedarf lässt sich absehen?
- Welchen Lagerbedingungen sind die Komponenten ausgesetzt, welche Alterungsmechanismen sind dadurch zu erwarten und wurden beobachtet?
- Entsprechen die auf Lager gelegten Komponenten noch den aktuellen Anforderungen im Hinblick auf ihre (technischen, mechanischen, elektrischen, elektronischen) Eigenschaften und den erforderlichen Qualitäten oder ist eine Nachqualifizierung der Komponenten bzw. Ersatzbeschaffung erforderlich?

Die zehnjährige Prüfung sollte daher auch die Lagerhaltung mit umfassen und vorsehen, diese mit auf den Prüfstand zu stellen.

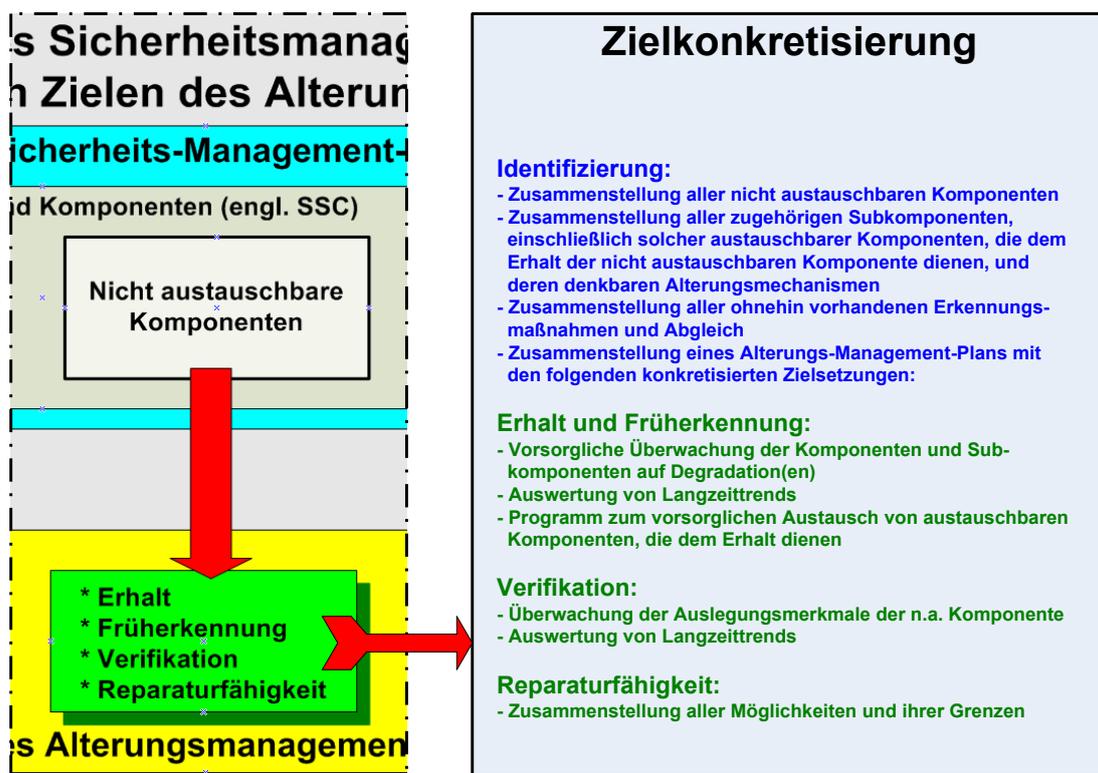
#### **4.4 Überprüfungsprogramm für nicht austauschbare Komponenten**

Das Überprüfungsprogramm für nicht austauschbare Komponenten beginnt mit dem gleichen ersten Schritt, nämlich der vollständigen Identifizierung dieser Komponenten mit allen ihren Subkomponenten. Der Alterungsmanagementplan für nicht austauschbare Komponenten hat jedoch im Vergleich zu austauschbaren Komponenten einen anderen Fokus. In seinem Mittelpunkt stehen

- der Erhalt der Komponente,
- die Schaffung und der Erhalt von Bedingungen, um die Alterung der Komponente zu unterbinden und ihr Ausmaß und ihre Folgen zu begrenzen,

- die Verifikation, dass die Alterung und Degradation der Komponente kein Ausmaß überschreitet oder überschreiten wird, die den sicheren Betrieb des Lagers in Frage stellen würde,
- die Schaffung und der Erhalt von Möglichkeiten, Alterungserscheinungen bei der Komponente soweit als möglich durch Wartungs- und Reparaturmaßnahmen entgegenzutreten.

Diese Ziele sind in Abbildung 4-4 im Überblick dargestellt und konkretisiert.



**Abbildung 4-4:** Zielkonkretisierung für die Überwachung nicht austauschbarer Komponenten

#### 4.4.1 Erhalt und Früherkennung

Das Ziel, die nicht austauschbare Komponente so lange als möglich zu erhalten und Alterungserscheinungen so früh als möglich zu erkennen, hängt mit den Möglichkeiten zusammen, rechtzeitig wirksame Maßnahmen zur Vermeidung und Eingrenzung altersbedingter Degradation zu entwickeln und in Gang zu setzen. Planungen und Maßnahmen zum Erhalt der Komponente und die Früherkennung lassen sich daher bei nicht austauschbaren Komponenten nicht voneinander trennen: Planung und Durch-

führung von Erhaltungsmaßnahmen setzen die frühzeitige Erkennung von Alterungserscheinungen und die zutreffende Aufklärung der Alterungsmechanismen voraus.

Die entsprechenden Komponenten sind daher vorsorglich auf detektierbare Degradationen hin zu überwachen. Dazu sind im Programm zum Alterungsmanagement komponentenspezifisch vorzusehen:

- Überwachungsmaßnahmen, basierend auf gezielten Beobachtungen und Messungen,
- die Auswertung von Langzeittrends, die sich aus zeitübergreifenden Auswertungen von fortgesetzten Beobachtungen und Messungen identifizieren lassen; diese Auswertungen sollten in sinnvoll festgelegten Intervallen regelmäßig und umfassend erfolgen,
- im Falle nicht austauschbarer Komponenten mit Alterungsmechanismen, die von der Zuverlässigkeit und Funktionsfähigkeit von anderen Komponenten abhängen (Beispiele im Hinblick auf den Gebäudeerhalt: Luftfeuchtekontrolle und -regelung, Ableitung von Niederschlagswässern, etc.), auch die Kontrolle der entsprechenden Schutzfunktion und der Übergänge und Schnittstellen zu diesen Komponenten.

Alle entsprechenden Früherkennungsmaßnahmen sind in einem entsprechenden, systematischen Programm zusammenzustellen, damit diese Maßnahmen der Früherkennung möglichst zum Schutz und zum Erhalt der nicht austauschbaren Komponenten beitragen können.

#### **4.4.2 Verifikation**

Allen Komponenten wurden zum Zeitpunkt der Planung Auslegungsmerkmale zugeordnet, unter denen die Komponente von ihrer Lebensdauer her voraussichtlich erhalten bleibt und ihre sicherheitstechnische Funktion erfüllen kann. Beispiele für solche Auslegungsmerkmale sind mechanische Spannungen oder thermische Belastungen, denen der entsprechende Werkstoff in der jeweiligen Ausführung ausgesetzt werden darf. Werden solche Auslegungsmerkmale über die Dauer des langfristigen Betriebs gelegentlich oder dauernd nicht eingehalten, muss mit verstärkten Alterungserscheinungen bis hin zu Ausfällen gerechnet werden. Die Auslegungsmerkmale der Kompo-

nenten und die der Auslegung zugrunde liegenden Annahmen zur Dauerbelastung dieser Komponente sind daher während des langfristigen Betriebs zu überwachen und zu verifizieren.

Damit dies systematisch und nicht nur zufällig erfolgen kann, sind diese Auslegungsmerkmale, Lastannahmen und Wirkmechanismen für jede Komponente zu erfassen und durch entsprechende Verifikationsmaßnahmen zu überprüfen. Die hierfür gewählten Prüfintervalle sollten darin begründet festgelegt sein und entsprechend der erzielten Befunde regelmäßig angepasst werden. Zur Auswertung der Befunde sollte mit zunehmender Betriebsdauer die systematische Auswertung von Langzeittrends herangezogen werden, um die Prognosesicherheit zu verbessern.

#### **4.4.3     Reparaturfähigkeit**

Als nicht austauschbar klassifizierte Komponenten sind in gewissen Grenzen reparaturfähig, wenn diese Fähigkeit von Beginn an vorgesehen und während des Langzeitbetriebs auch erhalten wird. Der systematischen Analyse der Alterungsmechanismen sind daher auch Überlegungen zuzuordnen, wie der entsprechenden Alterung begegnet werden kann (Vermeidungsmöglichkeiten) und wie im Falle unvermeidbarer oder unerwarteter Alterung Reparaturen an der Komponente vorgenommen werden können (Reparaturmöglichkeiten). Damit diese Möglichkeiten zur Reaktion nicht verbaut werden, sollten sie im Alterungs-Management-Plan systematisch aufgelistet werden.

Bei langsam verlaufenden Alterungsmechanismen ist es in der Regel nicht erforderlich, die entsprechenden Reparaturmöglichkeiten von der Planung her und von der Verfügbarkeit entsprechender technischer Werkzeuge auch jederzeit vorzuhalten, da eine entsprechende Vorlaufzeit zur Verfügung steht. Ergibt sie systematische Analyse der Alterungsmechanismen, dass auch eine rascher verlaufende Alterung der Komponente nicht ausgeschlossen werden kann oder dass die Alterung mangels Erkennungsmöglichkeiten nicht frühzeitig festgestellt werden kann, ist jedoch das Vorhalten von entsprechenden Reparaturmöglichkeiten angezeigt.

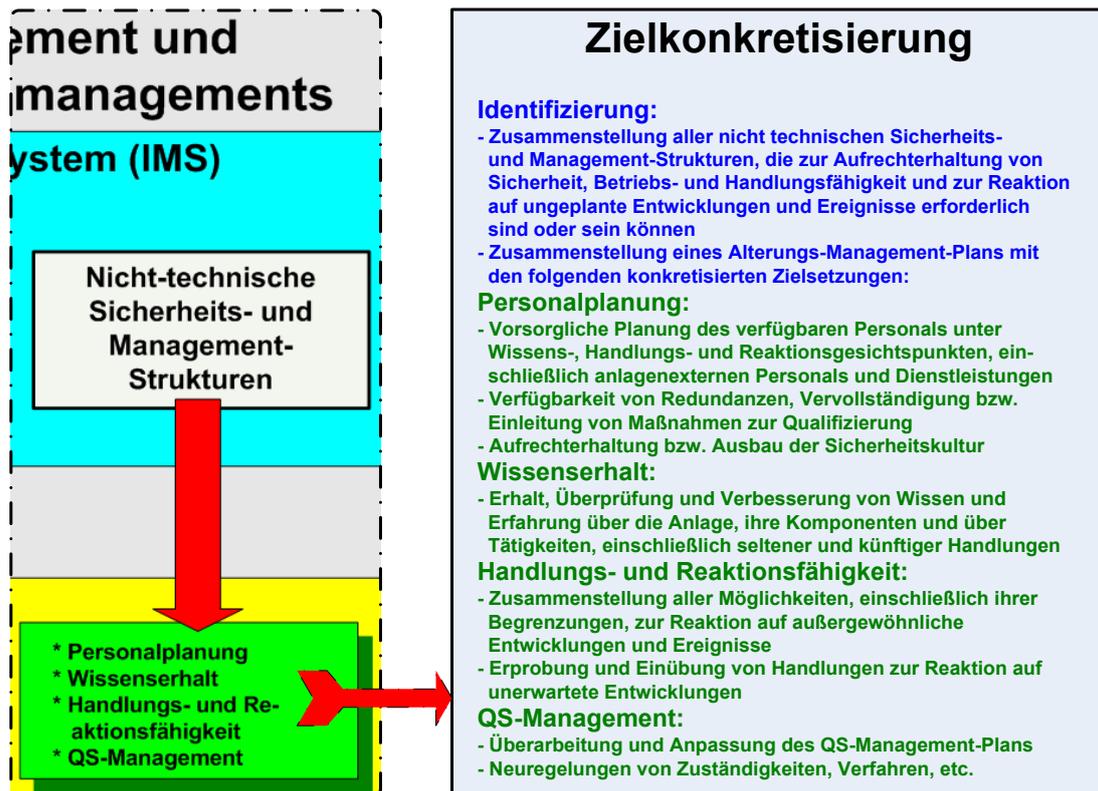
#### **4.5           Überprüfungsprogramm für nicht-technische Aspekte**

Bei einem Zeithorizont von mehreren Jahrzehnten ist Alterung ein umfassender Vorgang, dem auch das Personal, das Wissen oder, allgemeiner, alle Managementstruktu-

ren ausgesetzt sind, die zur Sicherheit und den Sicherheitsmerkmalen der Anlage beitragen. Nach einigen Jahrzehnten ist die Wahrscheinlichkeit, dass noch Personen in der Anlage beschäftigt sind, die die Errichtung und Inbetriebnahme der Anlage erlebt haben und die die dabei gemachten Erfahrungen und Erkenntnisse noch aus erster Hand erinnern, sehr gering. Die Dokumentation einer Anlage umfasst bekanntlich immer nur einen Teil des gesamten Wissens, nämlich den jeweiligen verschriftlichten Anteil. Entsprechend der Alterung von Personal unterliegen auch Kenntnisse und Erfahrungen über die Anlage einer „Alterung“. Auch Organisationen verändern sich und „altern“, wie ein Vergleich von Organisationsstrukturen vor drei oder vier Jahrzehnten mit heutigen Strukturen zeigt. Einem Programm zum Alterungsmanagement, das nicht-technische Aspekte vernachlässigt, fehlen daher wesentliche Elemente, die zur Sicherheit beim Dauerbetrieb der Anlage beitragen. Im Einzelnen sind insbesondere folgende Aspekte wichtig:

- Personalplanung,
- Wissenserhalt und Erhalt von Sicherheitsmanagement-Strukturen,
- der Erhalt der Handlungsfähigkeit sowie der Fähigkeit zur Reaktion auf unerwartete und ungeplante Ereignisse,
- die Anpassung des Qualitätsmanagement-Plans.

Diese Aspekte und die dabei verfolgten Ziele im Alterungs-Management-Plan sind in Abbildung 4-5 veranschaulicht.



**Abbildung 4-5:** Zielkonkretisierung beim Alterungsmanagement im Hinblick auf nicht-technische Aspekte

Die genannten Aspekte werden im Hinblick auf Alterungsaspekte im Folgenden konkretisiert:

- **Personalplanung:** Der Erhalt genügend geschulten, für alle notwendigen Handhabungen geeigneten und im Umgang mit der Anlage erfahrenen Personals über einen Zeitraum von einem Jahrzehnt erfordert eine sorgfältige Planung. Dabei sollten die notwendigen Fähigkeiten möglichst redundant vorhanden sein und vorgehalten werden, was eine entsprechende vorausschauende Planung voraussetzt.
- **Wissenserhalt:** Auch das Wissen über die Anlage, über die Komponenten und die Tätigkeiten in der Anlage veraltet und muss daher aktiv erhalten werden. Erfahrungsgemäß veraltet Wissen, weil „neues Wissen“ an seine Stelle tritt und altes Wissen „überholt“ wird. Dieser „Alterungsprozess“ eines Teils von Wissen ist sinnvoll. Wissen kann aber auch „vergessen“ werden und fehlt dann, wenn es benötigt wird. Sein notwendiger Erhalt über das kommende Jahrzehnt macht es erforderlich, sich in diesen Punkt klarzumachen, was im Zusammenhang mit der

Anlage, deren Betrieb und der Sicherheit erhaltenswertes Wissen ist. Dies umfasst typischerweise zu einem hohen Anteil auch nicht verschriftlichtes Handlungswissen, das überwiegend nur durch die Ausführung der Handlungen selbst, durch Einübung, Erprobung, etc. erworben und in seinem Bestand verstetigt werden kann. Auch die Sicherheitskultur kann als Wissen betrachtet werden, das neben umfassendem Erfahrungswissen zusätzlich auf Einstellungen und Haltungen aufbaut. Dessen Übertragung basiert ebenfalls zentral auf Einübung und Erprobung und baut auf Vorbildern und Tradierungen auf. Auch dieser Wissenserhalt im erweiterten Sinne, der weit mehr Ansprüche stellt als die bloße Aneignung von (Bücher- oder Dokumenten-)Wissen alleine, ist sorgfältig zu planen, wenn ein erreichtes hohes Niveau dauerhaft erhalten werden soll.

- **Handlungs- und Reaktionsfähigkeit:** Dabei ist die Handlungsfähigkeit von Organisationen und Individuen zu unterscheiden. Der Erhalt der Handlungsfähigkeit von Organisationen erfordert geregelte Zuständigkeiten und eine funktionierende Organisationsstruktur. Die Handlungsfähigkeit von Individuen erfordert neben Anlagenkenntnis vor allem prozedurales Wissen. Der Vollständigkeit halber ist zu erwähnen, dass bei der Vorbereitung von Handlungen, die bisher keine Rolle spielten (z. B. bei der abschließenden Auslagerung der gelagerten Behälter in großem Umfang), die aber absehbar sind, nicht der Erhalt, sondern die Erarbeitung von neuem „Wissen“ und „Können“ im Vorhinein zu planen ist und einer entsprechenden Vorbereitung bedarf.
- **QS-Management-Plan:** Der QS-Management-Plan umfasst normalerweise auch die Verpflichtung, den Plan selbst kontinuierlich zu verbessern. Insofern kann ein solcher Plan eigentlich nicht „altern“, da die Überarbeitungsverpflichtung ohnehin eine ständige Anpassung erfordert. Es ist aber sehr wahrscheinlich, dass sich im Zuge der Durchführung von Alterungsmanagement-Aufgaben auch Hinweise darauf ergeben, dass aus Langzeitsicht Verbesserungen am QS-Management-Plan sinnvoll sind. Im Alterungsmanagementplan sollte daher der explizite Prüfpunkt enthalten sein, Anstöße für eine Verbesserung des QS-Management-Plans systematisch zu erfassen und in regelmäßiger und geordneter Weise dem Überarbeitungsmechanismus zu übergeben.

Im Einzelnen können beispielhaft folgende konkrete Fragestellungen überprüft und im AMP behandelt werden:

- **Personal und Aufgabenzuordnungen:** Sind die bisher geltenden Zuordnungen von Personal zu Aufgaben und Funktionen noch angemessen? Welche Veränderungen haben sich im abgelaufenen Untersuchungsintervall ungeplant ergeben und sind die dabei getroffenen Ad-hoc-Entscheidungen auf Dauer gesehen noch vertretbar und sinnvoll? Welche absehbaren Veränderungen werden sich im kommenden Intervall ergeben und welche planvollen Reaktionen darauf sind angebracht?
- **Wissensaspekte und personelle Redundanzen:** Ist das für den langfristig sicheren Betrieb der Anlage notwendige Wissen systematisch erfasst und vollständig verstanden? Ist seine Einteilung nach den verschiedenen Wissensbereichen seitens des Personalmanagements verstanden (explizites/implizites Wissen: explizites Wissen ist z. B. Wissen über die Inhalte der Strahlenschutzverordnung, implizites Wissen ist z. B. das Wissen darüber, wie die Forderung nach Dosisminimierung in der betreffenden Anlage erfolgreich organisiert und umgesetzt werden kann; kodiertes/nicht kodiertes Wissen: kodiertes Wissen findet sich z. B. in Vorschriften und Anweisungen wie den Betriebshandbüchern, während nicht kodiertes Wissen z. B. aus Erfahrung, Beobachtung und Einübung resultiert; formelles/informelles Wissen: ähnlich wie zuvor, bezieht sich aber auf die Art des Transfers bzw. der Weitergabe, informelle Weitergabe erfolgt eher über Vorzeigen und Vorbild; technisches/organisatorisches Wissen: beim technischen Wissen steht die Funktion im Vordergrund, beim organisatorischen Wissen die Zusammenführung aller relevanten Wissens- und Entscheidungsanteile zu einem funktionierenden, ausgewogenen Ganzen)? Wie hoch ist der personelle Grad der Abdeckung der verschiedenen Wissensbereiche (Redundanzgrade, ergaben sich Engpässe)? Welche personellen Veränderungen waren im abgelaufenen Untersuchungsintervall wichtig, wie wurden diese bewältigt oder überbrückt und welche Maßnahmen zur Vervollständigung sind noch erforderlich? Wie sieht die Prognose der Personalverfügbarkeit und deren kurz- und mittelfristige Entwicklung aus und ggf. welche Maßnahmen zur Verbesserung/Reaktion lassen sich dafür planen?

#### **4.6 Überprüfung des Alterungsmanagementplans**

Abschließend ist festzustellen, dass auch der AMP selbst veralten würde, wenn er einmal erstellt und dann über Jahrzehnte nur noch als statischer Ablauf behandelt würde. Zu jeder Überprüfung gehört daher die abschließende Frage,

- welche veränderten Erkenntnisse sich aus der Bearbeitung ergeben haben,
- welche Änderungen bei Einstufungen, Rangfolgen und Prioritäten sich aus den Ergebnissen der Überprüfung ergeben,
- auf welche Aspekte künftig intensiver zu achten ist und welche sich im Lichte der Erfahrungen als weniger sensitiv als ursprünglich erwartet herausgestellt haben,
- welche Veränderungen des Management-Plans sinnvoll sind, um das Alterungsmanagement insgesamt zu verbessern.

In diese Überlegungen sind alle Komponenten und auch die nicht-technischen Aspekte der Alterung einzubeziehen. Ohne diese Anpassungen wird ein AMP auf Dauer selbst veralten und auf lange Sicht wertlos.

#### **4.7 Berichterstattung**

Die RSK fordert, dass in einem Abstand von höchstens zehn Jahren ein Bericht über die Alterungsaspekte vorgelegt werden soll. Dieser Bericht hat über seine regulatorische Funktion (Unterrichtung der zuständigen Aufsichtsbehörde) hinaus noch folgende Funktionen:

- plausible und systematische Darlegung der verschiedenen Tätigkeiten und Methoden des Alterungsmanagements, bezogen auf die eigene Anlage, und Erkennung und Schließung von Erkennungs- und Überwachungslücken,
- Verschriftlichung von Erfahrungen und Kenntnissen über die Anlage zur Unterrichtung von neuem Personal und zur langzeit-verfügbaren Dokumentierung von Vorgehen, Erfahrungen und Erkenntnissen,
- spätere Überprüfbarkeit der eigenen Annahmen und Erwartungen zur Alterung anhand der dokumentierten Langzeiterfahrung,

- Erhöhung der Verfügbarkeit von Informationen für eigene Zwecke durch Zusammenfassung und systematische Auswertung von über mehrere verschiedene Dokumente verteilte Einzeluntersuchungen,
- Unterrichtung von anderen Anlagenbetreibern und -verantwortlichen über Methodik, Umfang und Ergebnisse der Alterungsüberwachung zwecks Ermöglichung und Verbesserung des Erfahrungsaustausches.

Um diese Funktionen möglichst optimal zu erfüllen, sollten folgende Randbedingungen eingehalten werden:

- Der Bericht sollte nach einem einheitlichen Standard-Inhaltsverzeichnis gegliedert sein. Dies erleichtert die Übertragbarkeit und die Nachvollziehbarkeit z. B. bei Personalwechsel oder Einarbeitung sowie die Auswertbarkeit durch Anlagenexterne (Behörden, deren Gutachter, andere Betreiber im Rahmen des Erfahrungsaustausches etc.).
- Im Bericht sollte eine vollständige Darlegung der Prüf- und Überlegungsschritte, ihrer Ergebnisse und der Grundannahmen erfolgen. Verweise auf andere Dokumente, die Alterungsaspekte behandeln, sind sinnvoll; die dort behandelten Aspekte sollten aber mindestens kurz zusammengefasst erscheinen. Diese Randbedingung ergibt sich daraus, dass der Bericht langfristig nachvollziehbar und überprüfbar sein muss und Erkenntnisfortschritte über Jahrzehnte nachvollzogen werden müssen.
- Vorgesehene Maßnahmen sollten mit inhaltlicher Begründung und Zeitangaben für die Umsetzung herausgehoben werden, damit ein verlässlicher Abarbeitungsplan und eine termin- und zeitgerechte Ausführung daraus abgeleitet werden können. Dies verbessert ferner die Überprüfbarkeit und erleichtert die Synchronisation der verschiedenen Beteiligten.
- Im Rahmen des Alterungsmanagements sollten durchgeführte Maßnahmen, einschließlich deren Erfolg und ggf. Einschränkungen, klar bewertet werden, damit daraus gezogene Konsequenzen langfristig stabil erhalten und dokumentiert nachvollzogen werden können.

- Der Bericht sollte behördenseitig geprüft und bestätigt werden, damit er auch für mit der Anlage nicht eng vertraute Personen nachvollziehbar ist und eine höhere Verbindlichkeit der Schlussfolgerungen und Bewertungen erreicht wird.
- Abschließend soll der Bericht mit einer Gesamtbewertung der Sicherheit und der Alterungsaspekte der Anlage sowie mit einer Vorausschau über die absehbaren Veränderungen im kommenden Berichtszeitraum enden.

#### **4.8           Aufstellung einer Gliederung für den AMP**

In Tabelle 4-1 sind die zehn einzelnen Teilschritte eines Ageing Management Plan systematisch gegliedert zusammengestellt. Es wird unterschieden nach der Ersterstellung eines solchen Plans und nach seiner wiederholten Durchführung.

Um die Übersichtlichkeit zu wahren und die Darstellung der einzelnen Teilschritte nicht zu weit zu differenzieren, wurde sowohl bei den technischen Komponenten als auch bei den nicht-technischen Alterungsaspekten auf eine Integration der in den vorausgegangenen Kapiteln gezeigten Klassifizierungen (z. B. nach austauschbaren und nicht austauschbaren Komponenten) und der Detailaufgabenstellungen (z. B. der verschiedenen nicht-technischen Alterungsaspekte) verzichtet. Diese Details sind den jeweiligen Teilschritten zuzuordnen.

**Tabelle 4-1:** Standardgliederung für einen Ageing Management Plan

Nr.	Ersterstellung		Update
	Technische Komponenten	Nicht-technische Aspekte	
1	Identifizierung der Komponenten	Identifizierung aller nicht-technischen Aspekte	Aktualisierung neuer Komponenten und Aspekte
2	Klassifizierung der Komponenten, Erstellung der Komponentenliste	Ermittlung des Status der nicht-technischen Aspekte (Bestandsaufnahme)	Überprüfung der Klassifizierung, Aktualisierung des Status
3	Zusammenstellung aller Komponenteneigenschaften, Beanspruchungen, Alterungsmechanismen, Alterungsbewertungen	Zusammenstellung aller Einflussgrößen, Änderungseinflüsse etc.	Überprüfung auf Vollständigkeit und Änderungsbedarf
4	Erstellen von Prüf- und Checklisten mit Prüfumfängen und -intervallen	Erstellen von Prüfanweisungen und -vorgehen	Überprüfung auf Vollständigkeit und Änderungsbedarf
5	Abarbeitung der Prüf- und Checklisten mit Dokumentation	Durchführung der Überprüfungen mit Dokumentation	Abarbeitung und Durchführung
6	Langzeitauswertung der internen und externen Prüfergebnisse und Ergebnisbewertung	Ergebnisbewertung	Auswertung und Bewertung
7	Prognose des Alterungsverhaltens im kommenden Zyklus, Maßnahmen	Kommende absehbare Veränderungen, Bewertung, Maßnahmen	Auswertung, Bewertung, Maßnahmen
8	---		Konsequenzen für den AMP
9	Gesamtbewertung der Anlage und der Alterungseffekte (Status, absehbare Entwicklung, Maßnahmen)		Aktualisierung
10	Darstellung von Methoden, Prüfungen, Ergebnissen, Bewertungen und Maßnahmen in einem 10-Jahres-Bericht		Aktualisierung

Die Aufnahme und Abarbeitung aller wichtigen Schritte in einem AMP lässt sich den zehn unterschiedlichen Teilschritten zuordnen. Bei einem Update, also einer wiederholten Durchführung, sind die ersten Teilschritte auf die Notwendigkeit hin ausgerichtet, neu hinzugekommene Komponenten oder zusätzliche nicht-technische Aspekte zu integrieren. Schritt 8, die übergreifende Überprüfung des AMP selbst (siehe auch Kapitel 4.6), ist nur bei einer wiederholten Durchführung des AMP relevant.

Die beiden abschließenden Schritte 9 und 10 stellen wichtige Meilensteine dar, die sich wegen ihrer übergreifenden Bedeutung (regulatorisch, Erfahrungsaustausch) nicht nur auf die Anlage intern beziehen. Sie sollen daher besonders gut nachvollziehbar sein.

## 5 Zusammenfassung und Empfehlungen

### Nationaler und internationaler Stand bei Alterungsaspekten in Zwischenlagern

Für die nationalen Zwischenlager bedeuten wesentliche sicherheitstechnische Maßnahmen, die in den RSK-Leitlinien gefordert werden, die Entwicklung eines Überwachungskonzepts, das folgende Punkte abdeckt:

- die Berichtspflicht des Betreibers über den Zustand des Gebäudes und der für die Zwischenlagerung erforderlichen Komponenten in einem Abstand von 10 Jahren,
- die Überprüfung des Zustands des Lagergebäudes und der Komponenten durch Begehung und geeignete Messungen,
- wiederkehrende Setzungsmessungen am Lagergebäude,
- stichprobenartige Inspektionen an den Lagerbehältern,
- die Auswertung der Befunde aus wiederkehrenden Prüfungen.

Eine Konkretisierung dieser Anforderung in Form eines ausgearbeiteten Überwachungskonzeptes liegt derzeit noch nicht vor.

Die Untersuchung der Zwischenlagerung in anderen Ländern und die dafür bestehenden Anforderungen bezüglich Alterung lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Die Behälter- und Lagerungskonzepte unterscheiden sich in den hier untersuchten Ländern zum Teil erheblich. Verwendete Behältermaterialien, Behälterwandstärken, Lagermodalitäten, etablierte Prüfprozeduren sowie die Vorkehrungen zum äußeren Schutz der Lagerbehälter und die daraus resultierenden und zu erwartenden Alterungsmechanismen liegen in einer großen Bandbreite vor. Vergleiche sind nur in ausgewählten Kombinationen möglich und sinnvoll. Mindestanforderungen oder länderübergreifende gemeinsame Lagerstandards sind nur in einigen wenigen Ländern in vergleichbarer Weise herausgebildet.
- Die meist aus politischen Überlegungen hergeleiteten Planungszeiträume für die Zwischenlagerung (Spektrum: 20 bis 100 Jahre) sind nur in Ausnahmefällen

durch entsprechende Auslegungsanforderungen, Überwachungskonzepte, mittels technischer Erfahrungen abgesicherter Grundlagen und über konkrete Alterungskonzepte abgesichert. Die Nutzung internationaler Erfahrungen ist wegen zum Teil völlig andersartiger Lagerungstechnik entweder gar nicht oder nur in begrenztem Umfang möglich.

- Detailliert ausgearbeitete regulatorische Anforderungen an die Beherrschung der Alterung bei Trockenlagerbehältern liegen nur in den USA im Entwurf vor. Dieser Entwurf behandelt die Alterungsaspekte systematisch und vollständig. Er zeigt Möglichkeiten auf, wie die Methodik der Alterungsüberwachung gestaltet werden kann und macht deutlich, in welche Richtung langfristig der Trend gehen könnte.

Bei den Recherchen zum Thema Alterung in Zwischenlagern für abgebrannte Brennelemente und HAW wurde deutlich, dass dieses Thema

- im internationalen Raum seit etwa 15 Jahren auf dem Gebiet der Kernkraftwerke eingeführt ist und diskutiert wird,
- in diesem Bereich systematisch entwickelt wurde und als Stand von Wissenschaft und Technik anzusehen ist,
- in der Anwendung auf die Zwischenlagerung zwar jüngeren Datums ist, aber durch Orientierung an der Methodik bei Kernkraftwerken rasch einen ebensolchen Status erreichen kann,
- in den nächsten Jahren weiter entwickelt wird und zu erwarten ist, dass es Eingang in internationale Sicherheitsstandards finden wird.

In einigen Staatenberichten zur „Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management“ werden die Bemühungen der Vertragsstaaten hinsichtlich eines Alterungsmanagements für die Zwischenlagerung beschrieben. Der deutsche Bericht sollte deutlich signalisieren, dass das Thema auch aus deutscher Sicht ernst genommen wird, und seine Weiterentwicklungen und Aktivitäten in regulatorischer Hinsicht sowie die Aktivitäten der Betreiber darstellen. Es ist zu erwarten, dass Staaten mit einem systematischen Alterungsmanagement oder Staaten mit aktuellen Diskussionen in Richtung auf eine Regulierung entsprechend interessierte Rückfragen zur Praxis in Deutschland formulieren werden.

Außerdem sollten die Empfehlungen des IAEA Coordinated Research Project (CRP) „Understanding and Managing Ageing of Materials in Spent Fuel Storage Facilities“ bezüglich spezieller Untersuchungsprogramme für Materialien aus Zwischenlagern bzw. aus dem Rückbau zum besseren Verständnis von Alterungs- und Verschleißerscheinungen diskutiert werden. Die nationalen und internationalen Erfahrungen über Alterungserscheinungen von Materialien in Zwischenlagern sollten zusammengetragen und ausgewertet werden. Hierfür wäre das Anlegen einer Datenbank sinnvoll.

### **Technische Sicherheitsaspekte der Behälterlagerung**

Im Vordergrund der vorliegenden Untersuchung standen Langzeit- und Alterungsaspekte der Behälterlagerung bestrahlter Brennelemente. Die wesentlichen sicherheitstechnischen Fragen hierbei sind

- das Langzeitverhalten und mögliche Alterungseffekte an den Lagerbehältern, insbesondere deren Dichtheit,
- das Langzeitverhalten der Brennelemente, der Behältereinbauten und des Behälterinnenraumes, die keiner direkten Inspektion oder Überwachung während der Lagerung unterliegen,
- das Langzeit-/Alterungsverhalten der sonstigen Handhabungs- und Lagereinrichtungen, einschließlich des Lagergebäudes.

Die zuletzt genannten „Systeme, Strukturen und Komponenten“ (SSC) können im Falle der Behälterlagerung als austauschbar eingestuft werden, da die Behälter während der Lagerung transportfähig bleiben und notfalls auch in ein anderes Gebäude verlegt werden könnten. Diese theoretische Möglichkeit entbindet den Betreiber eines Zwischenlagers jedoch nicht von den notwendigen Maßnahmen zum Erhalt aller sicherheitstechnischen Funktionen und Einrichtungen sowie zu einer entsprechend langfristigen und vorausschauenden Planung und Betriebsführung. Die Basis dafür ist ein geeignetes Alterungsmanagementprogramm, wie es in Kapitel 4 beschrieben ist, das auch als Teil eines integralen Managementprogramms gesehen werden kann.

Die wesentlichen Sicherheitsfunktionen der Lagerung, die Strahlungsabschirmung, der dichte und sichere Einschluss, die Wärmeabfuhr und die Unterkritikalität werden im deutschen Konzept durch den Lagerbehälter gewährleistet. Für den Nachweis der

Dichtheit des Behälters nach der Beladung ist nach Verschluss des Deckels mit einer Leckrate  $< 1 \cdot 10^{-8} \text{ Pa} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{s}^{-1}$  eine hohe Anforderung zu erfüllen. Es wird erwartet, dass mit zunehmender Lagerzeit dieses Kriterium wegen des Dichtungsverhaltens weiter unterschritten wird. Daneben wird die Dichtheit über den Gasdruck im Sperrraum des Deckelsystems kontinuierlich überwacht. Die dafür eingesetzten Systeme sind in der Regel selbstüberwachend oder werden exemplarisch wiederkehrend geprüft. Ferner werden regelmäßig exemplarisch Systeme ausgebaut und auf Materialalterung hin untersucht. Beim Ansprechen der Selbstüberwachung oder bei fehlerhafter Alarmierung, wie sie in der Vergangenheit gelegentlich vorkamen, werden die betreffenden Geräte untersucht und Fehlerursachen ermittelt. Ein wesentlicher Alterungseffekt der Dichtheitsüberwachung, der vorsorglicher Planung bedarf, ist die dauerhafte Verfügbarkeit dieser Komponenten (für Neubestückung, Ersatz und vorsorglichen Austausch) in der benötigten Qualität. Im Rahmen von parallel laufenden Vorlaufuntersuchungen wird auch das Langzeitverhalten der Metaldichtungen verfolgt, sodass ggf. ein unerwarteter Langzeiteffekt im Dichtungsverhalten erkannt würde. Für den bisher nicht aufgetretenen Fall einer Überschreitung des Dichtheitskriteriums sind Reparaturmaßnahmen vorgesehen.

*Im Rahmen dieser Untersuchung ergaben sich keine Erkenntnisse oder Hinweise, die zu Bedenken oder Zweifeln an einer – auch längerfristigen – Einhaltung der Dichtheitsanforderungen der Behälter aufgrund systematischer Ursachen Anlass gäben.*

Die in deutschen Anlagen eingesetzten Behälter entsprechen dem Stand von Wissenschaft und Technik und unterliegen sowohl bei der Herstellung als auch beim Einsatz (insbesondere bei Beladung, Verschluss, Trocknung, Prüfung) einer hochentwickelten und weitreichenden Qualitätssicherung. So werden z. B. für jeden gefertigten Behälter mehrere Sätze von Materialproben zu den wesentlichen Komponenten aufbewahrt und können für spätere Untersuchungen herangezogen werden. Während des Lagerbetriebs auftretende Verschleiß- und Alterungseffekte werden in der Regel durch Inspektionen und wiederkehrende Prüfungen erkannt und ggf. durch Nachrüstmaßnahmen oder Änderungen am Design behoben, wie z. B. der Einbau von Druckentlastungsventilen im Bereich der Neutronenmoderatoren oder der Wechsel von der Aluminium- zur Silber-Ummantelung bei den Metaldichtungen. Auch das Langzeitverhalten der eingesetzten Materialien, wie z. B. des zur Neutronenmoderation verwendeten Polyethylens ist für die zu erwartenden Belastungszustände wie Temperatur, Neutronenbestrahlung und Langzeitbeständigkeit getestet und qualifiziert. Das Material wird nach vorgegebener

nen Qualitätsanforderungen hergestellt, die Gewährleistung einer langfristigen Versorgungssicherheit ist ein Bestandteil des Qualitätsmanagements.

Ein weiterer wesentlicher sicherheitstechnischer Aspekt der Behälterlagerung ist das Langzeitverhalten der Brennelemente bzw. HAW-Kokillen sowie derjenigen Komponenten und Bauteile, die für direkte Inspektionen oder Überwachungsmaßnahmen während der Lagerung nicht zugänglich sind. Bei den HAW-Kokillen handelt es sich im Unterschied zu den Brennstäben um ein relativ frisches Produkt, das vor allem unter dem Aspekt der Langzeitstabilität hergestellt wird. Im Vergleich zu den Brennstäben sind die HAW-Kokillen mit einem 5 mm dicken Mantel aus Edelstahl eher als dickwandig zu bezeichnen und werden nach dem Befüllen und Abkühlen der Glasschmelze in der Regel keinen extremen Belastungen ausgesetzt. In dieser Studie wurden keine Langzeit- oder Alterungseffekte identifiziert, die im Rahmen der hier betrachteten Zeiträume zu einer Beeinträchtigung der sicherheitsrelevanten Eigenschaften führen könnten.

Eine Voraussetzung der erteilten Lagergenehmigungen ist der Erhalt der Transportfähigkeit der Behälter während der gesamten Lagerdauer sowie die Handhabbarkeit der Brennelemente im Hinblick auf eine eventuelle spätere Entladung und Konditionierung für ein geologisches Endlager. Dazu müssen der Brennelementkorb und die Brennelemente so weit intakt sein, dass die geometrische Anordnung der Brennelemente im Behälter derjenigen entspricht, die den Sicherheitsanalysen zugrunde liegt. Dies betrifft insbesondere die Kritikalitätssicherheit und die bei Handhabung und Transport unterstellten Lastannahmen. Die Dichtheit sämtlicher Hüllrohre muss nicht zwingend gewährleistet sein, es darf jedoch nicht zu systematischem Hüllrohrversagen in der Weise kommen, dass die geometrische Anordnung der Brennstoffpellets gefährdet wäre. Dazu werden im Rahmen der Behälterzulassung rechnerische Nachweise vorgelegt und von Sachverständigen geprüft. Es kann davon ausgegangen werden, dass die Brennelemente während des Reaktoreinsatzes ihren größten Belastungen hinsichtlich Druck, Temperatur und Korrosion ausgesetzt sind. Hierbei erfahren die Brennstäbe auch plastische Verformungen, die zu einem Längenwachstum von bis zu 2 cm führen können. Die Bildung von Ablagerungen („crud“), Oxidschichten oder mechanische Beschädigungen (z. B. durch Fretting) können die Stabilität der Hüllrohre beeinträchtigen. Zu dieser Problematik hat sich ein eigenes Forschungsgebiet entwickelt. Moderne Brennelemente sind auch hinsichtlich des Hüllrohrverhaltens relativ weit entwickelt, so dass die mittlere Häufigkeit für Hüllrohrschäden in der Regel bei  $10^{-5}$  pro Zyklus liegt. Eine weitere Belastung erfahren die Brennstäbe nach dem Einsetzen in einen Lagerbehälter

durch das Vakuum-Trocknungsverfahren, da hierbei vorübergehend eine Kühlung durch Konvektion fehlt. Es muss jedoch auch hierbei sichergestellt sein, dass die zulässige Grenztemperatur für die Langzeitlagerung (ca. 380°C) nicht wesentlich überschritten wird. Nachdem der Behälter in einer Lagerhalle abgestellt ist, sind die Brennelemente weitgehend stabilen Bedingungen unter Helium-Atmosphäre ausgesetzt. Durch ein qualifiziertes Trocknungsverfahren und ggf. den Einbau zusätzlicher Feuchtigkeitsabsorber (bei Einlagerung defekter Brennelemente) wird das mögliche Auftreten von Korrosion während der Lagerung minimiert. Das durch  $\alpha$ -Zerfall im Kernbrennstoff entstehende Helium kann im Laufe der Zeit zu einem Druckanstieg in den Brennstäben führen. Parallel dazu nimmt die Wärmeleistung im Brennstoff mit der Strahlung ab. Die im Rahmen dieses Vorhabens dazu durchgeführten Berechnungen ergaben auch für eine hypothetisch angenommene Lagerzeit von 100 Jahren kein Überschreiten der konservativ angesetzten Belastungsgrenze für die Hüllrohre. Dabei wurde von einem Abbrand von 50 GWd/tSM ausgegangen.

Aufgrund der verschiedenen Effekte, die zu einer möglichen Schwächung der Brennstabhüllrohre führen können, ist es sicherheitstechnisch notwendig, dass die auftretenden Spannungswerte für die Hüllrohre deutlich unter den Maximalwerten liegen. Wie die Untersuchungen zeigen, ergeben sich keine Hinweise darauf, dass bei einer verlängerten Zwischenlagerzeit von 100 Jahren mit einem systematischen Hüllrohrversagen zu rechnen ist.

*Im Rahmen der hier durchgeführten Untersuchungen und Recherchen haben sich keine Erkenntnisse oder Hinweise ergeben, aus denen auf gravierende Abweichungen von den erwarteten Lagerbedingungen im Innenbereich der Behälter geschlossen werden könnte. Die Behälter und alle Einbauten werden nach hohen Qualitätskriterien gefertigt und im Rahmen des Zulassungsverfahrens durch das Bundesamt für Strahlenschutz und insbesondere durch die nach § 20 AtG beteiligten Sachverständigen geprüft. Die Genehmigungen zur Zwischenlagerung werden für 40 Jahre erteilt. Diese Zeitspanne wird, soweit sie von sicherheitstechnischer Bedeutung sein kann, in den technischen Prüfungen der Sachverständigen berücksichtigt. Aus den von der GRS in diesem Vorhaben durchgeführten Recherchen und Berechnungen haben sich keine Hinweise auf mögliche, bisher nicht ausreichend berücksichtigte Langzeit- oder Alterungsprozesse an den Brennelementen ergeben, die Anlass geben könnten, die wissenschaftlich-technische Basis der erteilten Genehmigungen in Frage zu stellen.*

## **Verlängerung der Lagerzeit über 40 Jahre hinaus**

Falls eine Verlängerung der Zwischenlagerung über die genehmigten 40 Jahre hinaus erforderlich werden sollte, ist dies rechtzeitig (in der Regel 5 Jahre) vor Ablauf der Genehmigung zu beantragen. Voraussetzung dafür sind neben den Antragsunterlagen auch entsprechende Sicherheitsnachweise für einen ggf. zu verlängernden Zeitraum der Lagerung, die in der Regel wieder durch Sachverständige der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung sowie der Technischen Überwachungsvereine zu prüfen und zu bewerten sind. Es bleibt zunächst dem Antragsteller vorbehalten, zu entscheiden, in welcher Weise die Sicherheitsnachweise erbracht werden.

Es kann nach Auswertung der im Rahmen dieses Vorhabens durchgeführten Recherchen und Berechnungen festgestellt werden, dass

- in verschiedenen Ländern eine Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern für Zeiträume bis zu 100 Jahren beabsichtigt ist,
- es bisher nur in den USA ein Konzept im Entwurf für den Umgang mit möglichen Langzeiteffekten und Alterungsmanagement bei den zur Zwischenlagerung eingesetzten Behältern gibt,
- es bisher keine praktischen Erfahrungen mit der Zwischenlagerung für Zeiträume gibt, die wesentlich über die in Deutschland vorliegenden hinausgehen,
- die Befristung der Lagergenehmigungen der deutschen Zwischenlager nicht durch limitierende Parameter physikalisch-technischer Art begründet ist,
- sich keine sicherheitstechnischen Erkenntnisse oder Hinweise ergeben haben, die einer ggf. erforderlichen Verlängerung der Lagerdauer über 40 Jahre hinaus grundsätzlich entgegenstünden.

## **Alterungsmanagement**

In einigen Ländern werden bereits erste Periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) mit dem Schwerpunkt Alterung in den dortigen Zwischenlagern durchgeführt. Das Konzept soll in einen Review-Prozess eingebunden sein, der es erlaubt, die Methode ggf. an den Stand von Wissenschaft und Technik, an Betriebserfahrungen und an neue Er-

kenntnisse auf dem Gebiet der Alterung anzupassen, wie dies auch in verschiedenen Publikationen der IAEA für die AMP empfohlen wird.

Das Verhalten der verwendeten Materialien in einem Zwischenlager sollte während der gesamten Betriebszeit betrachtet werden und auch die „Nichtalterung“ des Materials aufgezeichnet werden. Die Methode sollte auch detaillierte Vorgaben für die Erstellung von Alterungsmanagementplänen für sicherheitsrelevante Strukturen, Systemen oder Komponenten (SSC) beinhalten. Außerdem sollte ein systematisches und nachhaltiges Vorgehen eingeführt werden, um die erforderlichen Maßnahmen hinsichtlich des Alterungsmanagements zu verwalten und zu dokumentieren.

Die an den Behältern durchgeführten und vorgesehenen Überwachungs-, Inspektions- und ggf. Reparaturmaßnahmen decken nach unserer Einschätzung die technischen Anforderungen eines Alterungsmanagementprogramms (AMP) schon weitgehend ab, auch wenn sie derzeit nicht explizit als „Alterungsmanagement“ bezeichnet werden, sondern im weiter gefassten Rahmen des Qualitätsmanagements (QM) laufen.

Analog zum Vorgehen beim Alterungsmanagement in ausländischen Lagereinrichtungen wird für das AMP vorgeschlagen, alle sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten zu erfassen, ihre möglichen Alterungseigenschaften zusammenzustellen und regelmäßig auf ihre Alterung hin zu überwachen. Für die Überwachung sind entsprechende Ziele zu definieren, wobei diese für austauschbare und nicht austauschbare Komponenten unterschiedlich sind, und hinsichtlich der Überwachungsergebnisse akzeptable Abweichungen festzulegen. Bei Komponenten, die bereits über kürzerfristige WKP überwacht werden, kann die Auswertung im Hinblick auf Alterung auch durch die Langzeitauswertung der WKP-Ergebnisse erfolgen, sofern diese Auskunft über den Alterungsprozess der Komponente und ihrer Bestandteile ergeben. Bei Komponenten, deren Überwachung nur mit erheblichem Aufwand möglich ist (z. B. Behälterunterseiten, Neutronenmoderatoren, Brennelemente, Tragkörbe, Behälterinnenflächen), sind im Rahmen der AMP-Alterungsuntersuchungen an einer angemessenen Auswahl geeignete exemplarische Untersuchungen mit beweissicherndem Charakter vorzusehen. Bei der Auswahl sollten Gesichtspunkte der Repräsentativität (gelagerter Abfall, Abbrand, Behältertyp) eine Rolle spielen, aber auch vorliegende Erfahrungen aus der eigenen Anlage und bei anderen Betreibern vergleichbarer Anlagen berücksichtigt werden. Die Überwachungsergebnisse für alle Komponenten sind daraufhin zu bewerten, ob die Komponente über den kommenden Zeitraum hinweg betrieben werden kann oder ob ein vorsorglicher Austausch bzw. Schutz- oder Ertüchtigungsmaßnahmen er-

forderlich werden. Schließlich sollten die Erfahrungen aus der Abarbeitung des AMP bewertet und zur Überarbeitung und Verbesserung des AMP herangezogen werden.

Ein systematisches AMP sollte darüber hinaus auch nicht-technische Aspekte der Betriebsführung wie Personalplanung, Wissenserhalt oder Dokumentation umfassen, die auch Bestandteil der PSÜ sein können (siehe Kapitel 4).

*Es erscheint daher empfehlenswert, ein systematisches AMP für die Erfordernisse der Behälterlagerung zu entwickeln und die derzeitige Praxis der genehmigten Anlagen daran zu spiegeln. Das systematische Herangehen durch ein AMP stellt sicher, dass ggf. nicht überwachte Komponenten identifiziert und mittels AMP-Maßnahmen überwacht werden können. Dabei sollte bei der Festlegung von Untersuchungsintervallen und -dichten berücksichtigt werden, dass das deutsche Lagerkonzept auch darauf abzielt, durch hohe Qualitätsanforderungen bei der Herstellung und vorlaufende Analysen für die Lagerung die Zahl der wiederkehrenden Prüfungen und Inspektionen an den Behältern und damit die Strahlenexposition für das Betriebspersonal im Sinne des Dosisminimierungsprinzips gering zu halten.*

Ein wichtiger Aspekt im Rahmen eines langfristigen Sicherheitsmanagements einer Anlage ist die regelmäßige und umfassende Überprüfung des aktuellen und genehmigten Zustandes einer Anlage, die sog. Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ). Dabei sollten auch die im Rahmen des AMP angesprochenen nicht-technischen Aspekte der Betriebsführung wie Personalplanung, Wissenserhalt oder Dokumentation berücksichtigt werden. Die zur PSÜ erarbeiteten Vorschläge sind im Kapitel 2.2.6 zusammengefasst.

Um die Wiederholffrequenz einer PSÜ festzulegen, sollte der Erfahrungsrückfluss aus dem Anlagenbetrieb genauer analysiert und berücksichtigt werden. In den Sicherheitstechnischen Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung der RSK werden in zehnjährigen Intervallen Berichte zum Zustand des Lagergebäudes und der für die Zwischenlagerung notwendigen Komponenten gefordert. Bei Kernkraftwerken beträgt die Wiederholffrequenz ebenfalls einmal in 10 Jahren. Berücksichtigt man den völlig unterschiedlichen Charakter eines Zwischenlagers im Vergleich zu einem Kernkraftwerk, insbesondere den Einsatz passiver Systeme in allen wesentlichen Bereichen der Lagerung, so ist auch eine geringere Wiederholffrequenz (z. B. einmal in 15 Jahren) zu rechtfertigen. Allerdings wären dann Tätigkeiten, die einer Vorausschau bedürfen (wie

z. B. der vorsorgliche Austausch von Komponenten oder die Planung zum Kompetenzerhalt), in kürzeren Zeiträumen zu aktualisieren.

## **6 Verzeichnis der Anhänge (Band II)**

### **Anhang A1**

Kritikalitätsstudie zu abgebrannten Kernbrennstoffen bis 100 Jahre nach Entladung.

Robert Kilger

GRS, Technischer Bericht, Dezember 2007

### **Anhang A2**

Parameterstudie – Einfluss der Anfangsanreicherung sowie der Einsatzdauer auf die daraus resultierenden Belastungen im Hinblick auf die Zwischenlagerung von bestrahltem UO<sub>2</sub>-Brennstoff.

Alexander Ellinger

GRS, Technischer Bericht, November 2007

### **Anhang A3**

Bewertung der Hüllrohrbelastung abgebrannter LWR-UO<sub>2</sub>-Brennelemente während der längerfristigen Zwischenlagerung.

Alexander Ellinger

GRS, Technischer Bericht, Juli 2008

### **Anhang A4**

Reisebericht zur Tätigkeit im Technical Committee Meeting: TM on Technical Conditions for Radioactive Waste Long Term Storage. 26.-30. November 2007, Wien, IAEA; Öko-Institut

### **Anhang A5**

Reisebericht zur Tätigkeit im Consultants Meeting: CM on Technical Conditions for Radioactive Waste Long Term Storage. 25.-29. Februar 2008, Wien, IAEA; Öko-Institut

### **Anhang A6**

Systematic Approaches for an Ageing Management Program at Spent Fuel Interim Storage Facilities; B. Gmal, S. Geupel, G. Schmidt, Präsentation im Rahmen des OECD/NEA-Workshops „Ageing Management of Fuel Cycle Facilities“, Paris, 5.-7. Oktober 2009; GRS / Öko-Institut

## 7 Literaturverzeichnis

- /AKE 02/ Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd) im Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Auswahlverfahren für Endlagerstandorte. Empfehlung des AkEnd. Bonn, Dezember 2002. Link: [http://www.bfs.de/de/endlager/faq/langfassung\\_abschlussbericht\\_ak\\_end.pdf](http://www.bfs.de/de/endlager/faq/langfassung_abschlussbericht_ak_end.pdf), abgerufen am 31.03.2010
- /ARE 71/ V. Arena:  
Ionizing radiation and life: An introduction to radiation biology and biological radiotracer methods. C.V. Mosby Company, Saint Louis (MO), 1971. ISBN 0-8016-0278-5
- /ATG 02/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz – AtG) vom 23.12.1959, Neufassung vom 15.07.1985 (BGBl. I 1985, Nr. 41, S. 1565), Änderung durch Gesetz vom 22.04.2002 (BGBl. I 2002, Nr. 26, S. 1351), zuletzt geändert durch Artikel 1 des Gesetzes vom 17. März 2009 (BGBl. I 2009, Nr. 15, S. 556)
- /BAM 02/ Bundesanstalt für Materialprüfung (BAM):  
BAM – GGR-007 – Leitlinie zur Verwendung von Gusseisen mit Kugelgraphit für Transport- und Lagerbehälter für radioaktive Stoffe. Rev. 0, Juni 2002. Link: [http://www.bam.de/de/service/amtl\\_mitteilungen/gefahrgutrecht/gefahrgutrecht\\_medien/ggr-007deu.pdf](http://www.bam.de/de/service/amtl_mitteilungen/gefahrgutrecht/gefahrgutrecht_medien/ggr-007deu.pdf), abgerufen am 31.03.2010
- /BAM 08/ Notiz zum Fachgespräch „Längerfristige Zwischenlagerung“ mit GRS, Öko-Institut und BAM, Berlin, 30.07.2008
- /BEC 04/ I.A. Beckmerhagen, H.-P. Berg, P. Brennecke (Bundesamt für Strahlenschutz, BfS):  
Recent Waste Management Related Developments in Germany. Journal of Nuclear Science and Technology 41 (2004), 393-398. Link: [http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/publication/JNST2004/No.3/41\\_393-398.pdf](http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/publication/JNST2004/No.3/41_393-398.pdf), abgerufen am 31.03.2010

- /BEL 06/ Kingdom of Belgium: Second Meeting of the Contracting Parties to the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. National Report, May 2006
- /BFS 02/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS):  
Genehmigung zur Aufbewahrung von Kernbrennstoffen im Standort-Zwischenlager in Grohnde der Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde GmbH, der Gemeinschaftskraftwerk Weser GmbH und der E.ON Kernkraft GmbH vom 20. Dezember 2002
- /BFS 03a/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS):  
Genehmigung zur Aufbewahrung von Kernbrennstoffen im Standort-Zwischenlager in Niederaichbach der E.ON Kernenergie GmbH und der E.ON Bayern AG vom 22. September 2003
- /BFS 03b/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS):  
Genehmigung zur Aufbewahrung von Kernbrennstoffen im Standort-Zwischenlager in Grafenrheinfeld der E.ON Kernkraft GmbH vom 12. Februar 2003
- /BFS 03c/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS):  
Genehmigung zur Aufbewahrung von Kernbrennstoffen im Standort-Zwischenlager in Philippsburg der EnBW Kraftwerke AG vom 19. Dezember 2003
- /BFS 04/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS):  
Regelungsgehalt der Aufbewahrungsgenehmigung vom 07.11.1997 in der Fassung der 3. Änderungsgenehmigung vom 30.03.2004 für das Transportbehälterlager Ahaus (nicht-amtliche Lesefassung)
- /BFS 05/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS):  
Jahresbericht 2005
- /BFS 07/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS):  
Regelungsgehalt der Aufbewahrungsgenehmigung für das Transportbehälterlager Gorleben vom 02.06.1995 in der Fassung der 3. Änderungsgenehmigung vom 23.05.2007 (nicht-amtliche Lesefassung)

- /BFS 98/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS):  
Messungen von Korrosionsraten/Wasserstoffentwicklung für das Endlager Morsleben. Wissenschaftliche Kurzberichte – Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport. In: BfS-Jahresbericht 1998. Salzgitter, Juni 1999
- /BLG 92/ Brennelementlager Gorleben (BLG) GmbH:  
Transportbehälterlager Gorleben. Sicherheitsbericht. Dezember 1992
- /BMU 00/ Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000. Link:  
<http://www.bmu.de/files/pdfs/allgemein/application/pdf/atomkonsens.pdf>, abgerufen am 31.03.2010
- /BMU 08/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU):  
Anforderungen an den Erhalt der Fachkunde von verantwortlichem Kernkraftwerkspersonal (außer verantwortlichem Schichtpersonal). Stand 17.11.2008. BMU, Aktenzeichen RS I 6-13831-2/1
- /BMU 93/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU):  
Richtlinie für den Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal vom 14. April 1993 (GMBI. 1993, Nr. 20, S. 358)
- /BPG 06/ Gesetz über das Inverkehrbringen von und den freien Warenverkehr mit Bauprodukten zur Umsetzung der Richtlinie 89/106/EWG des Rates vom 21. Dezember 1988 zur Angleichung der Rechts- und Verwaltungsvorschriften der Mitgliedstaaten über Bauprodukte und anderer Rechtsakte der Europäischen Gemeinschaften (Bauproduktengesetz – BauPG) vom 28.04.1998 (BGBl. I 1998, Nr. 25, S. 812), zuletzt geändert durch Artikel 76 der Verordnung vom 31. Oktober 2006 (BGBl. I 2006, Nr. 50, S. 2407)
- /BRU 06/ J. Bruno, R.C. Ewing:  
Spent Nuclear Fuel. Elements – An International Magazine of Mineralogy, Geochemistry, and Petrology, Vol. 2, No. 6 (2006), 343-349

- /COD 07/ H.D.K. Codée:  
Long-Term Storage of Radioactive Waste and Spent Nuclear Fuel in the Netherlands. Contribution to the Technical Meeting TM33063 „The Long Term Storage of Radioactive Waste and Spent Fuel“. IAEA, Wien, 12.-14. März 2007
- /COG 86/ Specifications of Vitrified Residues Produced from Reprocessing at UP2 or UP3-A La Hague Plants. COGEMA, Branche Retraitement, Second Series. Juli 1986
- /CON 09/ D. Conte, L. Tabard (Autorité de sûreté nucléaire, ASN):  
Ageing Management in French Fuel Cycle Facilities: The French Nuclear Safety Authority overview. OECD/NEA Workshop „Ageing Management of Fuel Cycle Facilities“, Paris, 5.-7. Oktober 2009
- /COV 03/ Centrale Organisatie Voor Radioactief Afval (COVRA):  
HABOG feestelijk geopend ! NVS nieuws Nr. 3 / 2003, 24-26
- /CZE 05/ Czech Republic: National Report under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. Revision 2.3, Prag, September 2005
- /DAU 09/ J.-P. Daubard (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, IRSN):  
Illustration of studies and research led by IRSN concerning ageing effects in fuel cycle facilities. OECD/NEA Workshop „Ageing Management of Fuel Cycle Facilities“, Paris, 5.-7. Oktober 2009
- /DBE 98/ Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe (DBE), Peine:  
Aktualisierung des Konzeptes „Endlager Gorleben“. W. Filbert, H.J. Engelmann (DBE). Abschlussbericht, Berichts-Nr. 9G 211311, 13. März 1998
- /DIN 05/ Deutsches Institut für Normung (DIN) e.V.:  
DIN EN 1563: Gießereiwesen – Gusseisen mit Kugelgraphit. Ausgabe 2005-10

- /DIN 07/ Deutsches Institut für Normung (DIN) e.V.:  
DIN 25712: Kritikalitätssicherheit unter Anrechnung des Brennstoffabbrands bei Transport und Lagerung bestrahlter Leichtwasserreaktor-Brennelemente in Behältern. Ausgabe 2007-07
- /DOE 05/ U.S. Department of Energy (DOE):  
United States of America Second National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. DOE/EM-0654, Rev. 1, Oktober 2005
- /EIN 02/ R.E. Einziger, H.C. Tsai, M.C. Billone, B.A. Hilton:  
Examination of Spent PWR Fuel Rods after 15 Years in Dry Storage. 10<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 10), Arlington (VA), USA, 14.-18. April 2002
- /ENB 01/ EnBW Kraftwerke AG:  
Kurzbeschreibung Zwischenlager für das Kernkraftwerk Philippsburg. Rev. 1, 18.05.2001. Link:  
[http://www.bfs.de/de/transport/gv/dezentrale\\_zl/standort/kkp\\_szl\\_kb.pdf](http://www.bfs.de/de/transport/gv/dezentrale_zl/standort/kkp_szl_kb.pdf), abgerufen am 31.03.2010
- /ENB 08/ EnBW:  
Sicherheitsbericht Standort-Zwischenlager für das Kernkraftwerk Obrigheim, Stand April 2008
- /EON 01/ E.ON Kernkraft GmbH:  
Sicherheitsbericht Brennelementbehälterlager Isar (KKI BELLA), Stand 02/2001
- /ETZ 00/ M. Etzmuß, H. Bröskamp:  
Status und Perspektiven der Plutoniumverwertung in Deutschland durch den Einsatz von MOX-Brennelementen. Tagungsband des BMU-Workshops „Optionen bei der Verwertung und Entsorgung von Plutonium“, Jülich, 13./14. Januar 2000
- /FRM 10/ Homepage des Forschungsreaktors FRM-II, Garching. Link:  
<http://www.frm2.tum.de/technik/reaktor/dispersionsbrennstoff/>, abgerufen am 15.04.2010

- /FZK 03/      Forschungszentrum Karlsruhe:  
Ergebnisbericht über Forschung und Entwicklung 2003 – Institut für Nukleare Entsorgung. Wissenschaftliche Berichte – FZKA 7033, 2003
- /GEW 03/      K. Gewehr, U. Hesse, K. Hummelsheim, U. Quade, W. Weber:  
Untersuchungen zur Minimierung der Radiotoxizität radioaktiver Abfälle. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3124, Juni 2003
- /GEW 93/      K. Gewehr, K. Hummelsheim, U. Quade:  
Ermittlung von Aktivitätsinventaren, Quellstärken und Oberflächen-dosisleistungen zu dem Behälter CASTOR V/19. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2068, September 1993
- /GGV 09/      Verordnung über die innerstaatliche und grenzüberschreitende Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße, mit Eisenbahnen und auf Binnengewässern (Gefahrgutverordnung Straße, Eisenbahn und Binnenschifffahrt – GGVSEB) vom 17. Juni 2009 (BGBl. I 2009, Nr. 33, S. 1389)
- /GMA 01/      B. Gmal, E.F. Moser:  
Kritikalitätsanalysen zur Nachbetriebsphase eines Endlagers für abgebrannte Brennelemente. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2880, Januar 2001
- /GMA 04/      B. Gmal, U. Hesse, K. Hummelsheim, R. Kilger, B. Krzykacs-Hausmann, E.F. Moser:  
Untersuchungen zur Kritikalitätssicherheit in der Nachbetriebsphase eines Endlagers für ausgediente Kernbrennstoffe in unterschiedlichen Wirtsformationen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3240, Dezember 2004
- /GMA 99/      B. Gmal, W. Heinicke, K.H. Walterscheidt:  
Abstimmung des Zwischenlager-Behälterkonzepts mit den Randbedingungen der Endlagerung. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2704, März 1999

- /GNS 95/ Gesellschaft für Nuklear-Service (GNS) mbH, Essen:  
Rückführung verglaster radioaktiver Abfälle von Frankreich nach Deutschland. ED2/WK/Sas/956826, 20.09.1995
- /HAS 96/ S. Hasse:  
Duktiles Gusseisen. Handbuch für Gusserzeuger und Gussverwender. Fachverlag Schiele & Schön, Berlin 1996. ISBN 3-7949-0604-7
- /HES 05/ U. Hesse, J. Sieberer, K. Hummelsheim, E. Moser:  
OREST V04 UNIX-Version for GRS mserver1. GRS Garching, September 2005
- /HES 09/ U. Hesse, M. Wagner:  
DORTACTIV, ein integrales Programmsystem aus DORTABLE, OREST, NGSRC und ORIGENX zur Berechnung von Neutronenfluenz, Aktivierung und Ortsdosisleistung von Reaktoren. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-interner Bericht, Juni 2009
- /HEU 03/ K. Heumos:  
Einsatz flexibler Metaldichtungen beim Transport radioaktiver Stoffe. Berichtsband zur DGZfP-Jahrestagung, Mainz 2003
- /HOF 09/ D. Hoffmann (GNS):  
Erfahrungen mit Druckschaltern bei der Zwischenlagerung. Präsentation, Essen 2009
- /HSK 01/ Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK):  
Richtlinie für schweizerische Kernanlagen: Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken. HSK-R-48/d, November 2001
- /HSK 03/ Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK):  
Jahresbericht 2003
- /HSK 04/ Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK):  
Richtlinie für schweizerische Kernanlagen: Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen. HSK-R-51/d, November 2004
- /HSK 08/ Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK):  
Richtlinie für schweizerische Kernanlagen: Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung. HSK-G05, April 2008

- /HTV 09/ HTV Halbleiter Test und Vertriebs GmbH, Bensheim:  
Langzeitkonservierung elektronischer Komponenten. Informations-  
broschüre. Link:  
[http://www.htv-gmbh.de/broschuere/download/Conservation-Brosch%C3%BCre\\_DE.pdf](http://www.htv-gmbh.de/broschuere/download/Conservation-Brosch%C3%BCre_DE.pdf), abgerufen am 24.03.2010
- /HUM 03/ K. Hummelsheim, W. Mester:  
Status, Verfügbarkeit und sicherheitstechnische Aspekte der Vergla-  
sung hochradioaktiver Abfälle im Ausland. Gesellschaft für Anlagen-  
und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3105, März 2003
- /IAE 03a/ International Atomic Energy Agency (IAEA):  
Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants. IAEA Safety  
Standards Series No. NS-G-2.10, Wien, August 2003
- /IAE 03b/ International Atomic Energy Agency (IAEA):  
Corrosion of Research Reactor Aluminium Clad Spent Fuel in Water.  
Technical Reports Series No. IAEA-TRS-418, Wien, Dezember 2003
- /IAE 06/ International Atomic Energy Agency (IAEA):  
Understanding and Managing of ageing of materials in spent fuel  
storage facilities. Technical Report Series No. 443, Wien 2006
- /IAE 07a/ International Atomic Energy Agency (IAEA):  
IAEA Safety Glossary – Terminology Used in Nuclear Safety and  
Radiation Protection. 2007 Edition. IAEA, Wien, Juni 2007. Link:  
[http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1290\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1290_web.pdf),  
abgerufen am 24.03.2010
- /IAE 07b/ International Atomic Energy Agency (IAEA):  
Technical Meeting on „Technical Conditions for Radioactive Waste  
Long Term Storage“ – Terms of Reference. Sub-Program L2, Project  
L203. Wien 2007
- /IAE 09a/ International Atomic Energy Agency (IAEA):  
Ageing Management for Nuclear Power Plants. IAEA Safety Stand-  
ards Series No. NS-G-2.12, Wien, Januar 2009
- /IAE 09b/ International Atomic Energy Agency (IAEA):  
Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 2009 Edi-  
tion. IAEA Safety Standard Series No. TS-R-1, Wien, Mai 2009

- /IAE 09c/ International Atomic Energy Agency (IAEA):  
Regulatory Control Glossary. Link:  
<http://www.iaea.org/ns/tutorials/regcontrol/intro/glossarya.htm>, abgerufen am 24.03.2010
- /IAE 10/ International Atomic Energy Agency (IAEA):  
Datenbank SKALTO – Safety Knowledge Base for Ageing and Long Term Operation of Nuclear Power Plants. Homepage: <http://www-ns.iaea.org/tech-areas/engineering-safety/skalto/skalto.htm>, abgerufen am 24.03.2010
- /IAE 92/ International Atomic Energy Agency (IAEA):  
Methodology for the Management of Ageing of Nuclear Power Plant Components Important to Safety. Technical Reports Series No. IAEA-TRS-338, Wien, Juli 1992
- /IAE 97/ International Atomic Energy Agency (IAEA):  
Fuel performance and fission product behaviour in gas cooled reactors. IAEA-TECDOC-978, Wien, November 1997
- /IAE 98/ International Atomic Energy Agency (IAEA):  
Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: Concrete containment buildings. IAEA-TECDOC-1025, Wien, Juni 1998
- /IFL 09/ Institut für Fördertechnik und Logistiksysteme, Universität Karlsruhe:  
Vorlesung „Technische Logistik“
- /IMA 09/ T. Imai (Nuclear Fuel Cycle Regulation Division, Nuclear and Industrial Safety Agency):  
Safety Regulation for Ageing of Nuclear Fuel Cycle Facilities in Japan. OECD/NEA Workshop „Ageing Management of Fuel Cycle Facilities“, Paris, 5.-7. Oktober 2009
- /INE 01/ Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (INEEL):  
Dry Cask Storage Characterization Project – Phase 1: CASTOR V/21 Cask Opening And Examination. Report No. INEEL/EXT-01-00183, Rev. 1, August 2001. Link:  
<http://www.inl.gov/technicalpublications/Documents/3310832.pdf>, abgerufen am 31.03.2010

- /INE 04/ Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (INEEL): Literature Review of the Effects of Radiation and Temperature on the Aging of the Concrete. Report No. INEEL/EXT-04-02319, September 2004. Link: <http://www.inl.gov/technicalpublications/Documents/2906947.pdf>, abgerufen am 31.03.2010
- /ISA 07/ International Symposium on the Ageing Management & Maintenance of Nuclear Power Plants: IAEA Activities for safe long term operation. Takeyuki Inagaki, Engineering Safety Section, Division of Nuclear Installation Safety. Tokio, Februar 2007
- /JUC 10/ Homepage der Firma jura cement, Wildegg (Schweiz): Betonlexikon. Link: [http://www.juracement.ch/de/service/betonlexikon/ct\\_intro01\\_de.htm](http://www.juracement.ch/de/service/betonlexikon/ct_intro01_de.htm), abgerufen am 15.04.2010
- /KAH 89/ L. Kahl, W. Storch:  
Untersuchung der Temperaturverteilung in zwei Stahlkokillen mit hochradioaktivem Glasprodukt bei der Abkühlung und im Gleichgewicht. Tagungsband zur Jahrestagung Kerntechnik, Düsseldorf 1989, 357-360
- /KAL 02/ B. Kallenbach, M. Sailer, G. Schmidt:  
Beiträge zur sicherheitstechnischen Begutachtung von Standort-Zwischenlagern: Anforderungen an die Langzeitüberwachung. Öko-Institut e.V. im Auftrag des TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt. Darmstadt, 24. April 2002
- /KAL 03/ B. Kallenbach-Herbert:  
Langzeitaspekte der BE-Zwischenlagerung. Vortrag im Rahmen des „3. Symposium Beförderung und Lagerung radioaktiver Stoffe“ der TÜV NORD Akademie. Hannover, 8. Mai 2003. Link: <http://www.oeko.de/oekodoc/97/2003-007-de.pdf>, abgerufen am 31.03.2010
- /KAN 71/ M. Kangilaski:  
NASA Contractor Report: Radiation Effects Design Handbook. Section 7: Structural Alloys. NASA CR-1873, Oktober 1971

- /KFK 84/ Systemstudie Andere Entsorgungstechniken.  
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Dezember 1984
- /KIE 01/ B. Kienzler, A. Loida:  
Endlagerrelevante Eigenschaften von hochradioaktiven Abfallprodukten – Charakterisierung und Bewertung. Empfehlungen des Arbeitskreises HAW-Produkte. Institut für Nukleare Entsorgung, Forschungszentrum Karlsruhe, Wissenschaftliche Berichte – FZKA 6651, 2001
- /KIE 03/ B. Kienzler, D. Bosbach, A. Bauer, L. Niemann, E. Smailos, P. Zimmer:  
Geochemisch begründete Eingangsparameter für Kritikalitätsanalysen. Institut für Nukleare Entsorgung, Forschungszentrum Karlsruhe, Abschlussbericht zum Projekt FZK-INE 002/03, 12. November 2003
- /KIL 07a/ R. Kilger, F.E. Moser, B. Gmal:  
Rechnungen zur Abbrandberücksichtigung bei der Endlagerung von abgebrannten Kernbrennstoffen aus Leichtwasserreaktoren und zu der Bedeutung des axialen Abbrandprofils in geologischen Zeitskalen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-interner Bericht (Entwurf) im Rahmen des Vorhabens SR 2528, März 2007
- /KIL 07b/ R. Kilger:  
AIRBAGS: Axial-Inventar- und Reaktivitätsberechnung anhand generischer Stabsysteme – ein Kontrollmodul zur Evaluierung des Einflusses axialer Abbrandprofile bei der Kritikalitätssicherheitsbetrachtung bezüglich Zwischen- und Endlagerung abgebrannter Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren in Transport-, Lager- und Endlagerbehältern. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Technischer Bericht, März 2007
- /KTA 1401/ Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 1401: Allgemeine Forderungen an die Qualitätssicherung. Fassung Juni 1996, inhaltlich geprüft und weiterhin gültig. 6/01
- /KTA 1402/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 1402.1 Managementsystem zur Betriebsführung von kerntechnischen Anlagen. Regelentwurfsvorschlag, Stand 01.04.2008

- /KTA 1404/ Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 1404: Dokumentation beim Bau und Betrieb von Kernkraftwerken. Fassung 6/01
- /KTA 3902/ Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 3902: Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken. Fassung 6/99
- /KTA 3903/ Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 3903: Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken. Fassung 6/99
- /KTA 3905/ Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 3905: Lastanschlagpunkte an Lasten in Kernkraftwerken. Fassung 6/99 (enthält Berichtigungen aus BAnz. Nr. 129 vom 13.07.2000 und BAnz. Nr. 136 vom 22.07.2000)
- /KUB 07/ S. Kuba:  
Interim spent fuel storage facility of Czech Republic. In: Operation and Maintenance of Spent Fuel Storage and Transportation Casks / Containers. Publication No. IAEA-TECDOC-1532, Wien, Januar 2007
- /KUN 07/ V. Kunze (Bundesamt für Strahlenschutz, BfS):  
Transport, Lagerung und Abfallmanagement für radioaktive Materialien. Präsentation im Rahmen der Wilhelm und Else Heraeus Physikschule „Schutz des Menschen und der Umwelt vor ionisierender Strahlung“ der Deutschen Physikalischen Gesellschaft (DPG), Bad Honnef, 19.-30. März 2007
- /KUN 08/ W. Kunz, M. Lochny (GNS):  
Repatriation of Reprocessing Waste from La Hague (F) and Sellafield (UK) to Germany. 5<sup>th</sup> International Seminar on Radioactive Waste Products, Würzburg, 27.-31. Oktober 2008
- /LAM 97/ L. Lambers:  
Beurteilung von Sicherheitsfragen bei der langfristigen Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen, abgebrannten Brennelementen und HAW-Glaskokillen, Teil I: Sicherheitstechnische Aspekte der langfristigen Zwischenlagerung. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2436, Januar 1997

- /LUC 96/ B. Luckscheiter, M. Nesovic:  
Langzeitsicherheit der Endlagerung radioaktiver Abfälle: Entwicklung und Charakterisierung eines Glasproduktes für den HAWC der WAK. Institut für Nukleare Entsorgungstechnik, Forschungszentrum Karlsruhe, Wissenschaftliche Berichte – FZKA 5825, 1996
- /LUT 93/ W. Lutze:  
Verglasung von toxischen, insbesondere hochradioaktiven Abfällen. Institut für Nukleare Entsorgungstechnik, Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK 5267, Dezember 1993
- /MAL 89/ G. Malow:  
Thermal and Radiation Effects in the Range of the Glass Transition Temperature  $T_g$ . In: Materials Research Society Symposium Proceedings. Edited by W. Lutze and R.C. Ewing. Vol. XII (1989), 153-162
- /MAS 06/ A.R. Massih:  
Models for MOX fuel behaviour – A selective review. Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI) Report 2006:10, Januar 2006
- /MAS 07/ A.R. Massih:  
Review of experimental data for modelling LWR fuel cladding behaviour under loss of coolant accident conditions. Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI) Report 2007:14, Februar 2007
- /MCK 03/ M.A. McKinnon, M.E. Cunningham:  
Dry Storage Demonstration for High-Burnup Spent Nuclear Fuel – Feasibility Study. Report No. PNNL-14390. EPRI (Palo Alto, CA), U.S. Department of Energy (Washington, DC), August 2003. Link: [http://www.pnl.gov/main/publications/external/technical\\_reports/PNNL-14390.pdf](http://www.pnl.gov/main/publications/external/technical_reports/PNNL-14390.pdf), abgerufen am 31.03.2010
- /MES 03/ W. Mester, U. Oppermann:  
Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen während der Errichtungs- und Betriebsphase von Endlagern im In- und Ausland. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Abschlussbericht im Rahmen des Vorhabens SR 2344, Februar 2003

- /MES 09/ W. Mester: Status der Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente. Auswertung der Länderberichte für die 3. Überprüfungskonferenz der Joint Convention. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Arbeitsbericht im Rahmen des Vorhabens SR 2574, September 2009
- /MWME 08/ Notiz zum Fachgespräch „Aufsichtsverfahren für das Zwischenlager Ahaus“ am 25. August 2008 mit Öko-Institut, GRS und MWME Düsseldorf
- /NEA 00/ Nuclear Energy Agency (NEA):  
Status Report on Nuclear Power Plant Life Management. NEA Report No. NEA/SEN/NDC(2000)6, Mai 2000. Link:  
<http://www.nea.fr/ndd/docs/2000/sen-ndc2000-6.pdf>, abgerufen am 31.03.2010
- /NED 08/ Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management: Dutch National Report 2009. October 2008
- /NEU 08/ J.C. Neuber (Areva NP):  
Burnup credit criticality benchmark, phase II-C: Impact of the asymmetry of axial burnup profiles on the end effect. OECD/NEA Report No. 5435, 2008. ISBN 978-92-64-99049-4. Link:  
<http://www.nea.fr/science/docs/pubs/nea5435-burnup-II-C.pdf>, abgerufen am 31.03.2010
- /NRC 01/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC):  
Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report: Summary. NUREG-1801, Vol. 1. Washington (DC), July 2001. Updated: Rev. 1, September 2005. Link:  
<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1801/>
- /NRC 02/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC):  
Radioactive Waste: Production, Storage, Disposal. NUREG/BR-0216, Rev. 2, Washington (DC), Mai 2002. Link:  
<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/brochures/br0216/r2/br0216r2.pdf>, abgerufen am 31.03.2010

- /NRC 04/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC):  
Options for Addressing the Surry Independent Spent Fuel Installation License-Renewal Period Exemption Request. SECY-04-0175, Washington (DC), 28. September 2004
- /NRC 09a/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC):  
License and Certificate of Compliance Terms – Proposed Rule. 10 CFR Part 72, Federal Register, Vol. 74, No. 177, 15. September 2009. Link: <http://edocket.access.gpo.gov/2009/pdf/E9-22126.pdf>
- /NRC 09b/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC):  
Standard Review Plan for Renewal of Independent Spent Fuel Storage Installation Licenses and Dry Cask Storage System Certificates of Compliance – Draft Report for Comment. NUREG-1927, Washington (DC), September 2009. Link: <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1927/sr1927.pdf>, abgerufen am 31.03.2010
- /NRC 09c/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC):  
NRC proposes changes in licensing requirements for storage of spent nuclear fuel. Pressemitteilung No. 09-155 vom 15. September 2009. Link: <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/news/2009/09-155.html>, abgerufen am 24.03.2010
- /NRC 09d/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC):  
Locations of Independent Spent Fuel Storage Installations (Stand Juni 2009). Link: <http://www.nrc.gov/waste/spent-fuel-storage/locations.html>, abgerufen am 24.03.2010
- /NWP 82/ U.S. Congress:  
Nuclear Waste Policy Act of 1982. United States Code 42 U.S.C. 10101

- /ÖKO 06/ Öko-Institut e.V.:  
Arbeiten zu den Staatenberichten und Review Meetings zum Gemeinsamen Übereinkommen über nukleare Entsorgung – Zusammenstellung von Informationen zur periodischen Sicherheitsüberprüfung bei der trockenen Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente und verglaster hochradioaktiver Abfälle. Bericht im Rahmen des BMU-Vorhabens SR 2473. Darmstadt, 30. Oktober 2006
- /PNC 04/ Pacific Nuclear Council (PNC):  
Report on International Cooperation on High Level Nuclear Waste (HLW) and Spent Nuclear Fuel (SNF) Management. PNC Task Group on HLW/SNF, November 2004. Link:  
<http://www.pacificnuclear.net/pnc/HLW-report.pdf>, abgerufen am 31.03.2010
- /QUA 88/ U. Quade:  
Edelgasproduktion und Druckgasaufbau in UO<sub>2</sub>- und MOX-Brennstäben. GRS, Technischer Bericht, März 1988
- /REE 09/ S.H. Reese, G. Brast, F. Schöckle:  
Alterungsmanagement bei technischen Einrichtungen in Anlagen der E.ON Kernkraft GmbH. atw – International Journal for Nuclear Power, Jahrgang 54, Heft 11 (2009), 679-685
- /REI 05/ Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) vom 07.12.2005 (GMBI. 2006, Nr. 14-17, S. 254)
- /ROT 01a/ G. Roth, S. Weisenburger:  
Verglasungstechnologie des Forschungszentrums Karlsruhe für hochradioaktive flüssige Abfälle. In: Radioaktivität und Kernenergie. Forschungszentrum Karlsruhe, 2001, 103-116
- /ROT 01b/ G. Roth, S. Weisenburger:  
Vitrification of high level liquid waste: glass chemistry, process chemistry and process technology. Nuclear Engineering and Design 202 (2000), 197-207

- /RSK 01/      Reaktorsicherheitskommission (RSK):  
Sicherheitstechnische Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern. Empfehlung der RSK, Bonn, 05.04.2001
- /RSK 02a/     Reaktorsicherheitskommission (RSK):  
Umsetzung der Grundsätze der Empfehlung der RSK „Sicherheitstechnische Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern“ im BfS-Genehmigungsentwurf für das Standortzwischenlager Lingen. Stellungnahme der RSK, Bonn, 05.09.2002
- /RSK 02b/     Reaktorsicherheitskommission (RSK):  
Umsetzung der Grundsätze der Empfehlung der RSK „Sicherheitstechnische Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern“ im BfS-Genehmigungsentwurf für das Standortzwischenlager Grafenrheinfeld. Stellungnahme der RSK, Bonn, 07.11.2002
- /RSK 02c/     Reaktorsicherheitskommission (RSK):  
Sicherheit deutscher Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente in Lagerbehältern bei gezieltem Absturz von Großflugzeugen. Stellungnahme der RSK, Bonn, 11.07.2002
- /RSK 03/      Reaktorsicherheitskommission (RSK):  
Umsetzung der Grundsätze der Empfehlung der RSK „Sicherheitstechnische Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern“ im BfS-Genehmigungsentwurf für das Standortzwischenlager in Gemmrigheim der Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH. Stellungnahme der RSK, Bonn, 10.04.2003
- /RSK 04/      Reaktorsicherheitskommission (RSK):  
Beherrschung von Alterungsprozessen in Kernkraftwerken. Empfehlung der RSK, Bonn, 22.07.2004
- /RSK 05/      Reaktorsicherheitskommission (RSK):  
Gase im Endlager. Stellungnahme der RSK, Bonn, 27.01.2005
- /RUP 08/      K. Rupp: Für die Ewigkeit? Beton erhalten, schützen und gestalten. Der Maler und Lackierermeister, Heft 3/2008, 12-18. Verlag W. Sachon GmbH & Co. Link:

[http://fzarchiv.sachon.de/index.php?pdf=Fachzeitschriften/Maler-und Lackierermeister/2008/03\\_08/ML\\_03-08\\_12-18\\_Fuer\\_die\\_Ewigkeit.pdf](http://fzarchiv.sachon.de/index.php?pdf=Fachzeitschriften/Maler-und_Lackierermeister/2008/03_08/ML_03-08_12-18_Fuer_die_Ewigkeit.pdf), abgerufen am 24.03.2010

- /SCA 04/ SCALE 5.0 – A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation for Workstations and Personal Computers. NUREG/CR-0200 Rev. 7, Vol. I, II und III, Juni 2004
- /SCH 92/ K.J. Schneider, S.J. Mitchell:  
Foreign Experience on Effects of Extended Storage on the Integrity of Spent Nuclear Fuel. PNL Paper 8072, DE92 015994. Pacific North West Laboratory, Richland (WA), April 1992
- /SCH 97/ Th. Schon:  
Messungen der zeitabhängigen Wasserstoffbildung bei der anaeroben Korrosion von Behälterwerkstoffen in Salzgrus und Salzlaugen. In: Erzeugung und Verbleib von Gasen in einem Endlager für radioaktive Abfälle. Bericht über den GRS-Workshop vom 29. und 30. Mai 1996 in Braunschweig. GRS-129, Januar 1997
- /SCR 10/ E. Schrödl, W. Brücher, W. Koch, V. Ballheimer:  
Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten von Brennstäben mit hohem Abbrand bei mechanischen Unfallbelastungen beim Transport. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3490, März 2010
- /SHA 07/ R. Sharafutdinov:  
Spent Fuel Management in Russia. Contribution to the Technical Meeting TM33063 „The Long Term Storage of Radioactive Waste and Spent Fuel“. IAEA, Wien, 12.-14. März 2007
- /SHF 07/ J. Shaffner:  
U.S. NRC Perspective on Long-Term Storage of Radioactive Waste. Contribution to the IAEA Technical Meeting „Technical Conditions for Radioactive Waste Long Term Storage“. IAEA, Wien, 26.-30. November 2007

- /SKB 04/ Svensk Kärnbränslehantering AB:  
Spent fuel performance under repository conditions: A model for use in SR-Can. Technical Report TR-04-19. Stockholm, September 2004. Link: <http://www.skb.se/upload/publications/pdf/TR-04-19webb.pdf>, abgerufen am 15.04.2010
- /SSV 01/ Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl. I 2001, Nr. 38, S. 1714), zuletzt geändert durch Artikel 2 des Gesetzes vom 29. August 2008 (BGBl. I 2008, Nr. 40, S. 1793)
- /STE 07/ M. Stephens:  
Radioactive Waste Storage in Canada. Contribution to the IAEA Technical Meeting „Technical Conditions for Radioactive Waste Long Term Storage“. IAEA, Wien, 26.-30. November 2007
- /SUJ 04/ State Office for Nuclear Safety (SÚJB): Questions and Answers to the National Report of the Czech Republic 2004. Link: [http://www.sujb.cz/docs/Answers\\_Questions.pdf](http://www.sujb.cz/docs/Answers_Questions.pdf), abgerufen am 24.03.2010
- /TAY 05/ D.M. Taylor:  
The Management of Radioactive Waste in the European Union – Opinions, Situation and Proposal for Changes. Practice Periodical of Hazardous, Toxic, and Radioactive Waste Management 9 (2005), 13-19
- /THO 03/ B. Thomauske:  
Realization of the german concept for interim storage of spent nuclear fuel – current situation and prospects. WM'03 conference, 23.-27. Februar 2003, Tucson (AZ), USA. Link: [http://www.bfs.de/en/transport/publika/vortr\\_zwila\\_tuscon2/vt\\_thomauske\\_tuscon\\_2003.pdf](http://www.bfs.de/en/transport/publika/vortr_zwila_tuscon2/vt_thomauske_tuscon_2003.pdf), abgerufen am 31.03.2010
- /TOM 79/ M. Tomozawa, G.M. Singer, Y. Oka, J.T. Warden:  
Phase separation in nuclear waste glasses. In: Ceramics in Nuclear Waste Management. Edited by T.D. Chikalla and J.E. Mendel. Proceedings of an International Symposium held in Cincinnati (OH), 1979. U.S. DOE Report CONF-790420, 193-197

- /UNE 06/ K. Une, S. Kashibe, A. Takagi:  
Fission Gas Release Behavior from High Burnup UO<sub>2</sub> Fuels under Rapid Heating Conditions. Journal of Nuclear Science and Technology 43 (2006), 1161-1171. Link:  
[http://www.jstage.jst.go.jp/article/jnst/43/9/1161/\\_pdf](http://www.jstage.jst.go.jp/article/jnst/43/9/1161/_pdf), abgerufen am 15.04.2010
- /VDZ 10a/ Verein Deutscher Zementwerke (VDZ) e.V., Düsseldorf:  
Kompendium Zement und Beton. Link:  
<http://www.vdz-online.de/415.html>, abgerufen am 15.04.2010
- /VDZ 10b/ Verein Deutscher Zementwerke (VDZ) e.V., Düsseldorf:  
Expositionsklassen von Beton. Zement-Merkblatt Betontechnik: B 9, Ausgabe 1-2010. Link: <http://www.vdz-online.de/568.html>, abgerufen am 15.04.2010
- /VGB 08/ VGB-Arbeitskreis Entsorgung, Telefongespräch mit Jochen Seidel (Vorsitzender des AK), G.Schmidt am 12.08.2009, Gesprächsnotiz am 12.08.2009, 18:08 Uhr per E-Mail gesendet
- /VÖL 94/ H. Völzke, R. Rödel, B. Droste:  
A fracture mechanics safety concept to assess the impact behavior of ductile cast iron containers for shipping and storage of radioactive material. Nuclear Engineering and Design 150 (1994), 357-366
- /WEB 97/ W.J. Weber, R.C. Ewing, C.A. Angell, G.W. Arnold, A.N. Cormack, J.M. Delaye, D.L. Griscom, L.W. Hobbs, A. Navrotsky, D.L. Price, A.M. Stoneham, M.C. Weinberg:  
Radiation effects in glasses used for immobilization of high-level waste and plutonium disposition. Journal of Materials Research 12 (1997), 1946-1978
- /WEI 03/ L. Weil:  
Charakterisierung der Risiken der Kernenergienutzung. Habilitationsschrift zur Erlangung der venia legendi für das Lehrgebiet „Stilllegung von kerntechnischen Anlagen“. Fakultät für Maschinenwesen, Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule Aachen, 22. Juli 2003

- /WGWD 06/ WENRA Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD):  
Waste and Spent Fuel Storage Safety Reference Levels Report. Version 1.0, Dezember 2006
- /WIE 85/ K.E. Wieser, B. Droste, R. Helms, J. Ziebs, J. Hemptenmacher:  
Gusseisen mit Kugelgraphit als Werkstoff für Transport- und Lagerbehälter bestrahlter Brennelemente. Amts- und Mitteilungsblatt BAM 15 (1985), Nr. 1, 4-18
- /ZWI 06/ H.-U. Zwicky, S. Lundberg:  
Kernbrennstoff: Gesamtheitliche Betrachtung der neueren Entwicklung. Bericht erstellt für Eidgenössische Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen. Zwicky Consulting GmbH, ZC-06/001, 27. September 2006. Link:  
[http://www.bfe.admin.ch/php/modules/publikationen/stream.php?extlang=de&name=de\\_141863839.pdf](http://www.bfe.admin.ch/php/modules/publikationen/stream.php?extlang=de&name=de_141863839.pdf), abgerufen am 31.03.2010

## **Anhänge**

### **Anhang A1**

Kritikalitätsstudie zu abgebrannten Kernbrennstoffen bis 100 Jahre nach Entladung.

Robert Kilger

GRS, Technischer Bericht, Dezember 2007

### **Anhang A2**

Parameterstudie – Einfluss der Anfangsanreicherung sowie der Einsatzdauer auf die daraus resultierenden Belastungen im Hinblick auf die Zwischenlagerung von bestrahltem UO<sub>2</sub>-Brennstoff.

Alexander Ellinger

GRS, Technischer Bericht, November 2007

### **Anhang A3**

Bewertung der Hüllrohrbelastung abgebrannter LWR-UO<sub>2</sub>-Brennelemente während der längerfristigen Zwischenlagerung.

Alexander Ellinger

GRS, Technischer Bericht, Juli 2008

### **Anhang A4**

Reisebericht zur Tätigkeit im Technical Committee Meeting: TM on Technical Conditions for Radioactive Waste Long Term Storage. 26.-30. November 2007, Wien, IAEA; Öko-Institut

### **Anhang A5**

Reisebericht zur Tätigkeit im Consultants Meeting: CM on Technical Conditions for Radioactive Waste Long Term Storage. 25.-29. Februar 2008, Wien, IAEA; Öko-Institut

### **Anhang A6**

Systematic Approaches for an Ageing Management Program at Spent Fuel Interim Storage Facilities.

B. Gmal, S. Geupel, G. Schmidt

Präsentation im Rahmen des OECD/NEA-Workshops „Ageing Management of Fuel Cycle Facilities“, Paris, 5.-7. Oktober 2009; GRS / Öko-Institut

## Anhang A1

### Kritikalitätsstudie zu abgebrannten Kernbrennstoffen bis 100 Jahre nach Entladung

Robert Kilger (GRS), Dezember 2007

#### A1.1 Basisdaten und Rechenverfahren

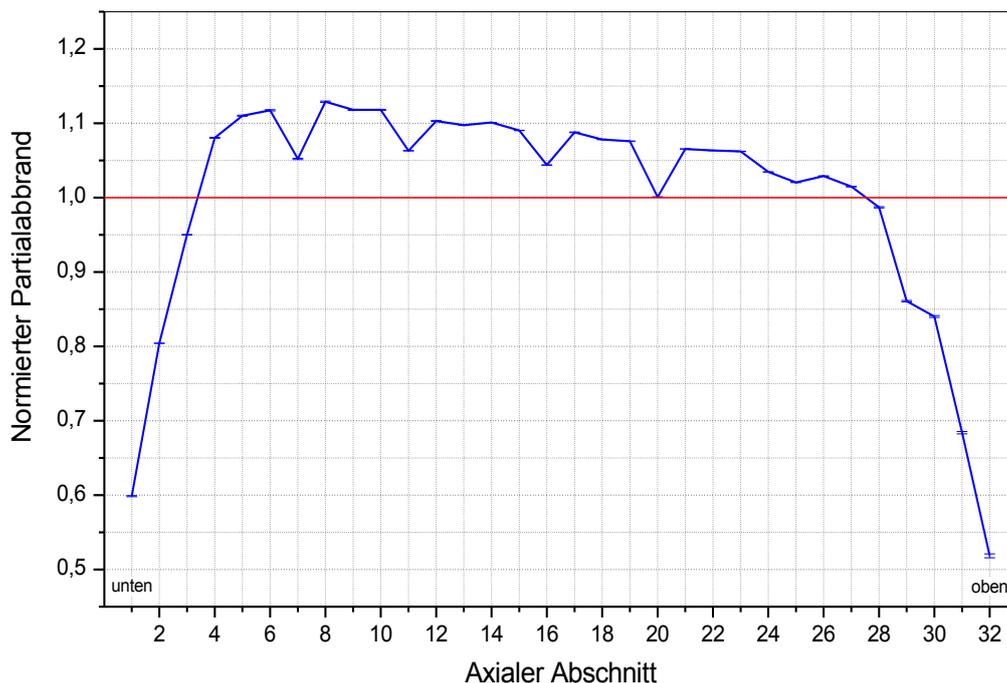
Im Rahmen der längerfristigen Zwischenlagerung bis zu 100 Jahren wurde das Kritikalitätsverhalten unterschiedlicher abgebrannter Brennstoffe während dieser Zeitskala untersucht. Folgende als typisch zu erachtende abgebrannte Brennstoffe (DWR) wurden in der vorliegenden Untersuchung betrachtet:

- $\text{UO}_2$  mit 3,6%  $^{235}\text{U}$  Anfangsanreicherung und 40 GWd/tSM Abbrand,
- $\text{UO}_2$  mit 4,4%  $^{235}\text{U}$  Anfangsanreicherung und 55 GWd/tSM Abbrand,
- MOX mit 3,7%  $\text{Pu}_{\text{fiss}}$  Anfangsanreicherung und 40 GWd/tSM Abbrand,
- MOX mit 4,6%  $\text{Pu}_{\text{fiss}}$  Anfangsanreicherung und 55 GWd/tSM Abbrand.

Als typische Plutonium-Zusammensetzung im MOX-Brennstoff wurde folgender Pu-Nuklidvektor (in Gew.-%) angenommen: 2,029%  $^{238}\text{Pu}$ ; 54,409%  $^{239}\text{Pu}$ ; 25,564%  $^{240}\text{Pu}$ ; 11,328%  $^{241}\text{Pu}$ ; 6,67%  $^{242}\text{Pu}$ . Dies entspricht einem Spaltwert von 0,657. Der Urananteil im MOX wurde als abgereichert (0,2%  $^{235}\text{U}$ ) angenommen.

Abbrandrechnungen wurden mit OREST 2004 durchgeführt, die Kritikalitätsrechnungen mit KENO Va aus dem Codepaket SCALE 5.0 /SCA 04/. Die betrachteten Nuklide enthalten die Aktinide sowie die wichtigsten Spaltprodukte („actinides plus major fission products“) /WAG 03/ und umfassen im Einzelnen:  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{16}\text{O}$ ,  $^{95}\text{Mo}$ ,  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{101}\text{Ru}$ ,  $^{103}\text{Rh}$ ,  $^{109}\text{Ag}$ ,  $^{133}\text{Cs}$ ,  $^{143}\text{Nd}$ ,  $^{145}\text{Nd}$ ,  $^{147}\text{Sm}$ ,  $^{149}\text{Sm}$ ,  $^{150}\text{Sm}$ ,  $^{151}\text{Sm}$ ,  $^{152}\text{Sm}$ ,  $^{151}\text{Eu}$ ,  $^{153}\text{Eu}$  und  $^{155}\text{Gd}$ .

Ebenfalls berücksichtigt wurde ein axiales Abbrandprofil, da die Annahme einer uniformen Verteilung eines homogenen Abbrands auf Basis des genannten Nuklidsatzes bei Abbränden höher als etwa 15 GWd/tSM nicht konservativ ist /KIL 07a/. Unterstellt wurde ein Profil, das durch Mittelung von 850 gemessenen Abbrandprofilen von Brennelementen aus dem Druckwasserreaktor Neckarwestheim II (GKN II) entstanden ist /NEU 08/. Dieses in Abb. A1-1 dargestellte Profil kann als typisch, jedoch nicht zwingend als abdeckend („bounding profile“) angesehen werden. Für den generischen Charakter dieser Studie ist es jedoch zweckdienlich.

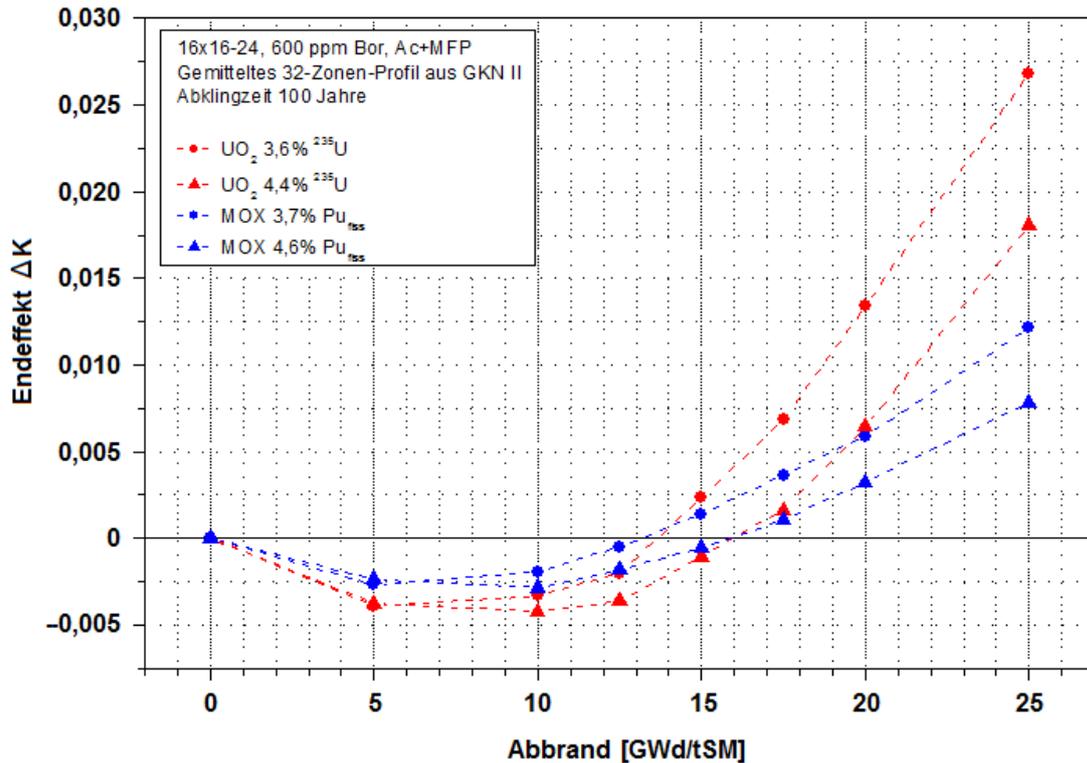


**Abb. A1-1:** Gemittelttes Abbrandprofil in 32 Axialzonen aus 850 in GKN II experimentell ermittelten Abbrandprofilen

Aus der Differenz der beiden Multiplikationsfaktoren mit und ohne Axialprofil errechnet sich der sogenannte Endeffekt  $\Delta K$  zu:

$$\Delta K = (K_{\text{eff}}^{\text{axi}} - K_{\text{eff}}^{\text{hom}})$$

Ein positiver Endeffekt ( $\Delta K > 0$ ) ist ein Maß für die Nichtkonservativität der Annahme einer uniformen Abbrandverteilung /WAG 03, KIL 07a, NEU 08/. Abb. A1-2 stellt den Verlauf des Endeffekts über dem Abbrand für die betrachteten Brennstoffe zum Zeitpunkt 100 Jahre nach Entladung grafisch dar /KIL 07a/.



**Abb. A1-2:** Endeffekt  $\Delta K$  für verschiedene Brennstoffe im infiniten, wassermodierten Stabgitter in Abhängigkeit von dem erreichten Abbrand /KIL 07a/

Die Kritikalitätsrechnungen wurden für infinite, wassermodierte Stabgitter durchgeführt, für typische DWR-Brennstäbe (Typ Biblis, 16x16-20 Standard-Brennelemente) der Länge 390 cm mit und ohne Abbrandprofil, mit Wasser/Eisen-Reflektor oben und unten als erste Approximation an Behälterverhältnisse. Alle Rechnungen wurden mit Hilfe der Kontrollsequenz AIRBAGS /KIL 07b/ durchgeführt.

Multiplikationsfaktoren von solchen Gittern sind deutlich höher als für reale Behälter, zeigen aber im zeitlichen Verlauf identische Tendenzen. Für reale Behälter ist, je nach Typ, mit um 0,25 bis 0,30 geringeren Multiplikationsfaktoren zu rechnen /KIL 07a/.

## A1.2 Ergebnisse der Kritikalitätsrechnungen

Die nachfolgenden Abb. A1-3 bis A1-6 zeigen die Multiplikationsfaktoren für infinite Stabgitter mit und ohne Berücksichtigung des axialen Abbrandprofils, sowie den Endeffekt für Abklingzeiten bis 100 Jahre nach Entladung.

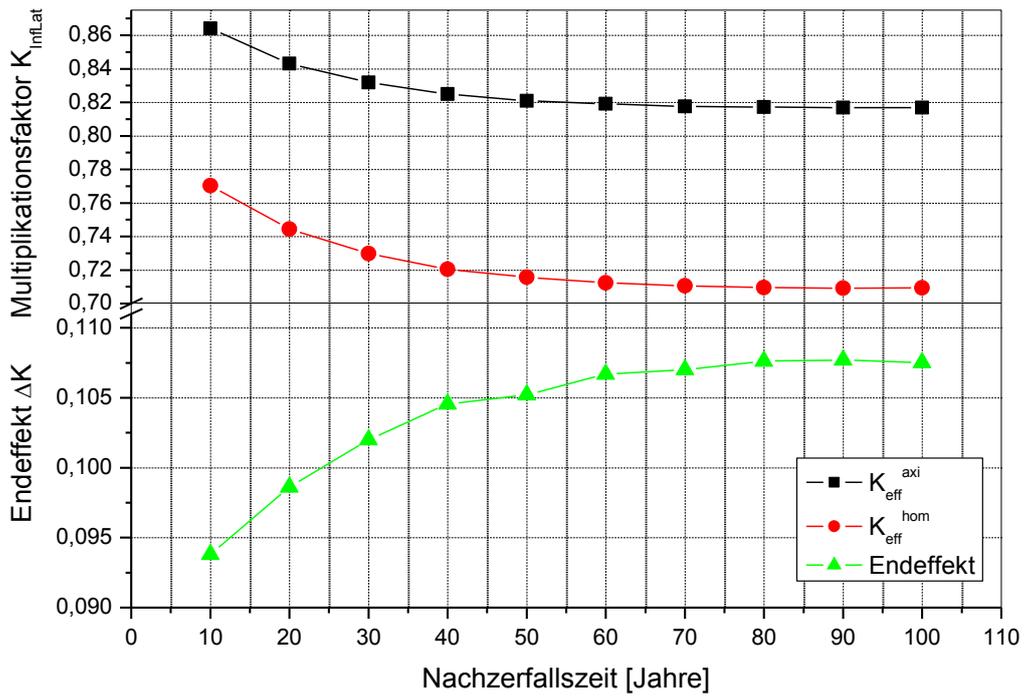


Abb. A1-3:  $\text{UO}_2$  mit 3,6 % Anfangsanreicherung und 40 GWd/tSM Abbrand

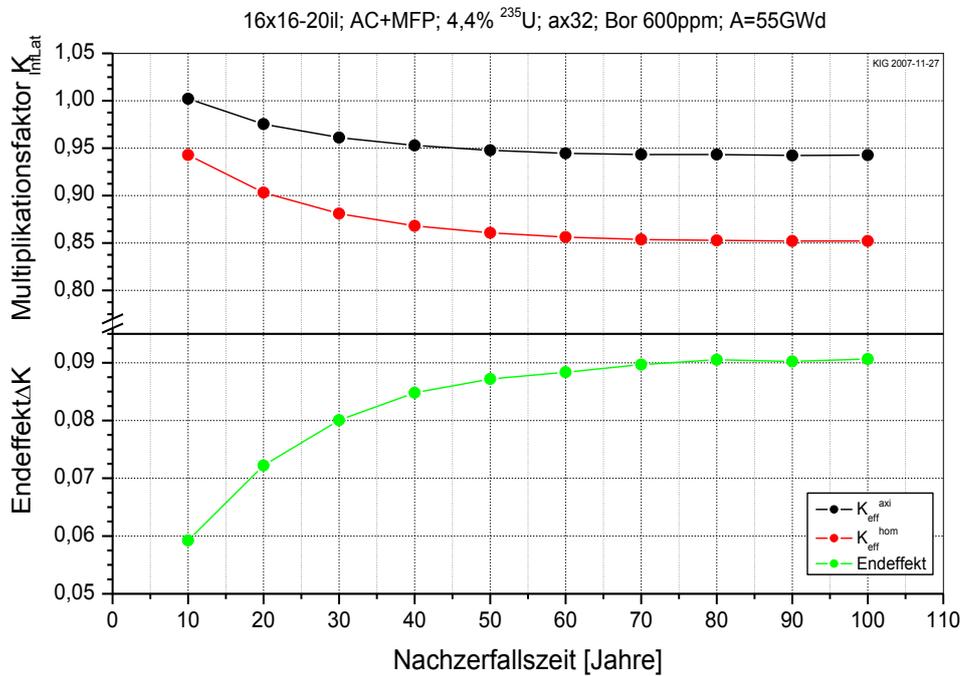
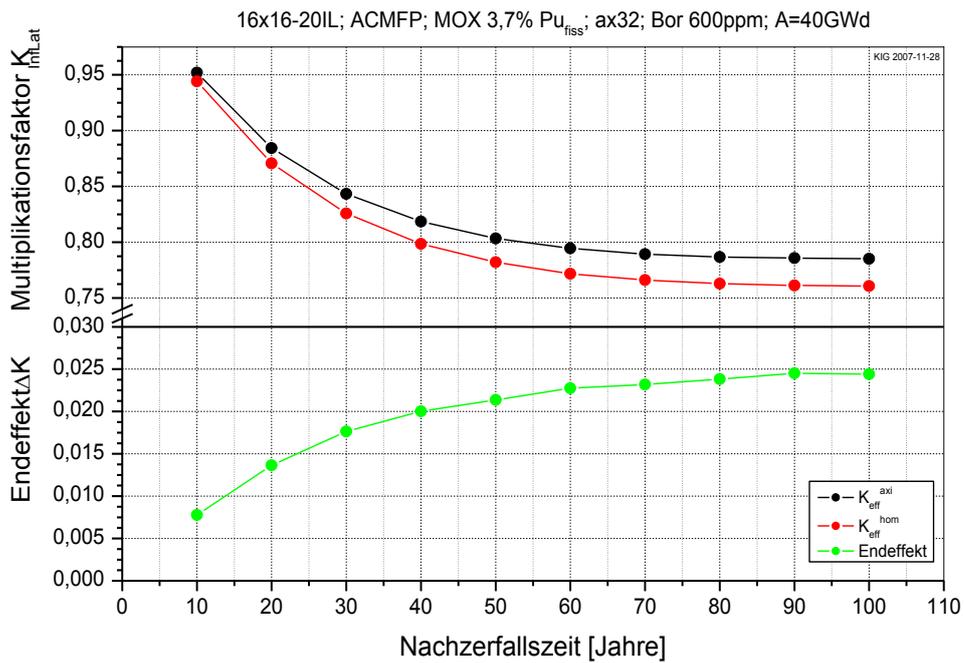
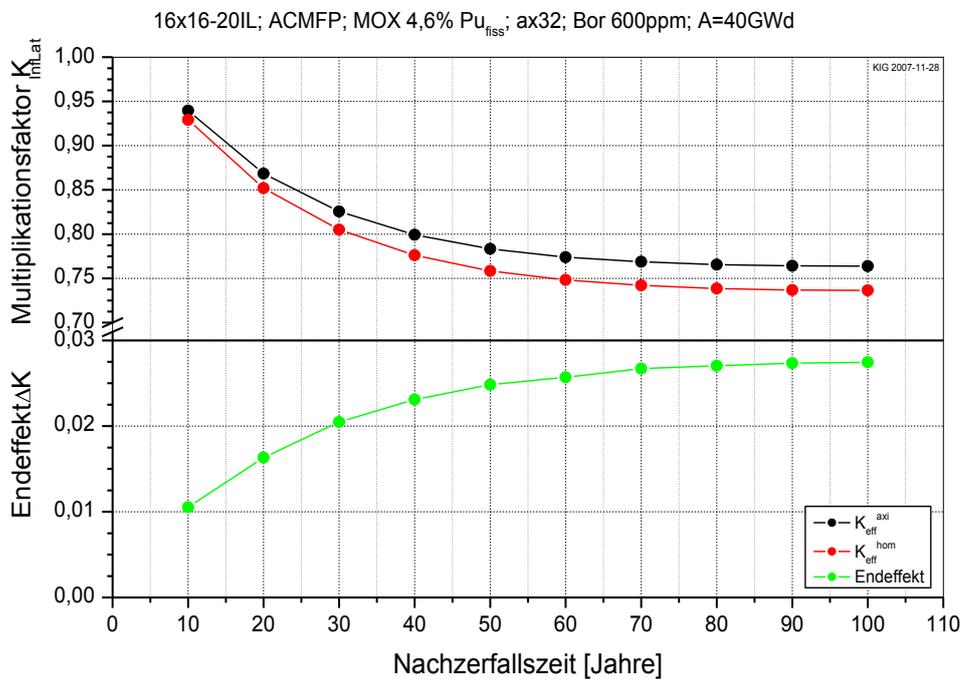


Abb. A1-4:  $\text{UO}_2$  mit 4,4 % Anfangsanreicherung und 55 GWd/tSM Abbrand



**Abb. A1-5:** MOX mit 3,7 % Pu<sub>fiss</sub> Anfangsanreicherung und 40 GWd/tSM Abbrand

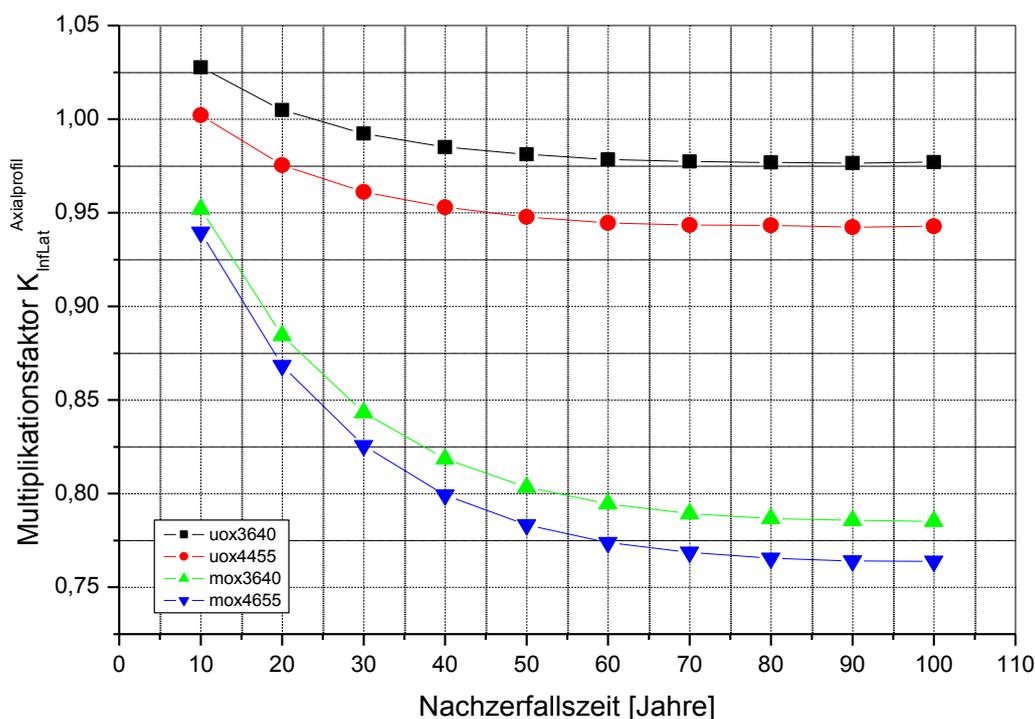


**Abb. A1-6:** MOX mit 4,6 % Pu<sub>fiss</sub> Anfangsanreicherung und 55 GWd/tSM Abbrand

Aus den Abb. A1-3 bis A1-6 wird deutlich, dass für die betrachteten Brennstoffe der Multiplikationsfaktor unter Berücksichtigung des axialen Abbrandprofils höher ist als bei

dessen Vernachlässigung. Mit anderen Worten: Der Endeffekt  $\Delta K$  ist allen betrachteten Systemen stets positiv.

In Abb. A1-7 sind die Multiplikationsfaktoren  $K_{\text{Axialprofil}}$  für die in dieser Arbeit untersuchten Brennstoffe zusammengefasst.



**Abb. A1-7:** Multiplikationsfaktoren  $K_{\text{Axialprofil}}$  der betrachteten Brennstoffe im infiniten Stabgitter als Funktion der Nachzerfallszeit

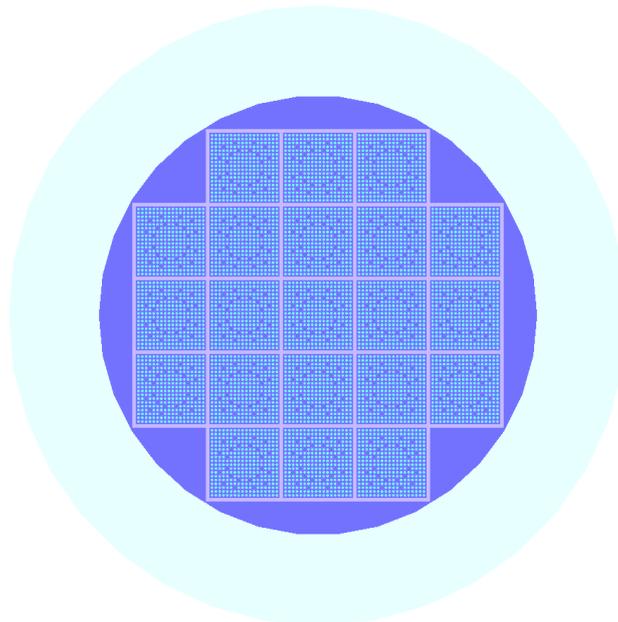
Abb. A1-7 zeigt, dass selbst im infiniten Stabgitter spätestens ab 25 Jahren Abklingzeit der Multiplikationsfaktor für alle betrachteten abgebrannten Brennstoffe unter 1,0 liegt. Zudem erkennt man, dass er bis etwa 90 Jahre nach Entladung stetig abfällt und danach bis 100 Jahre nach Entladung nur unmerklich wieder ansteigt. Ursache für den leichten Anstieg ist der  $\alpha$ -Zerfall des neutronenabsorbierenden  $^{241}\text{Am}$  (Halbwertszeit 432 Jahre) zu  $^{237}\text{Np}$ . Weitere Untersuchungen /KIL 07a/ zeigen, dass für längere Abklingzeiten bis etwa 25.000 Jahre nach Entladung wieder ein deutliches Ansteigen von  $K$  zu erwarten ist, was im Rahmen der längerfristigen Zwischenlagerung jedoch nicht von Bedeutung ist, sondern erst für Fragestellungen zur Endlagerung.

Die Analysen zeigen, dass die Abnahme der Reaktivität bis 100 Jahre nach Entladung wesentlich durch den  $\beta$ -Zerfall des spaltbaren Nuklids  $^{241}\text{Pu}$  (Halbwertszeit 14,1 Jahre)

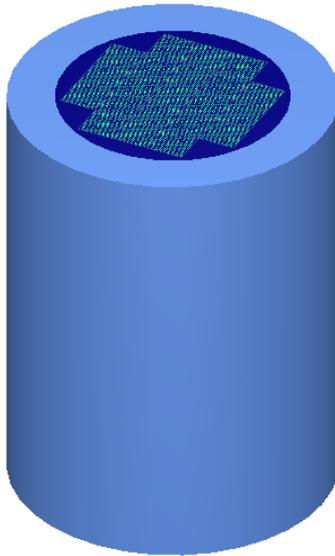
zu  $^{241}\text{Am}$  begründet ist. Deshalb ist auch bei MOX-Brennstoffen ein stärkerer Reaktivitätsabfall als bei  $\text{UO}_2$ -Brennstoffen zu verzeichnen, da bei ersteren der Gehalt an  $^{241}\text{Pu}$  deutlich höher und somit die Änderung bei dessen Zerfall ausgeprägter ist.

Um den geringeren Neutronenmultiplikationsfaktor in einem Behälter gegenüber dem infiniten Gitter zu illustrieren, wurde für den reaktivsten der oben genannten Brennstoffe,  $\text{UO}_2$  mit 3,6% Anfangsanreicherung und 40 GWd/tSM, eine Rechenserie auf Basis eines generischen Behältermodells durchgeführt. Die Beladung besteht aus 21 DWR-Brennelementen des Typs Konvoi (18x18-24), welche dicht in dem mit Wasser gefluteten Behälter stehen, getrennt durch Borstahlbleche. Die Anordnung basiert auf dem Behältermodell des OECD/NEA-Benchmarks Phase IIC, welches in /NEU 08/ ausführlich beschrieben ist. Einzige Änderung gegenüber der dortigen Behälterdefinition besteht in der Erweiterung der Anzahl an Axialzonen von 21 auf 32, um den zu den infiniten Stabgittern äquivalenten Fall am Axialprofil rechnen zu können.

Die Abb. A1-8 und A1-9 zeigen Querschnitte durch den Behälter, wie er in KENO Va dargestellt wurde.

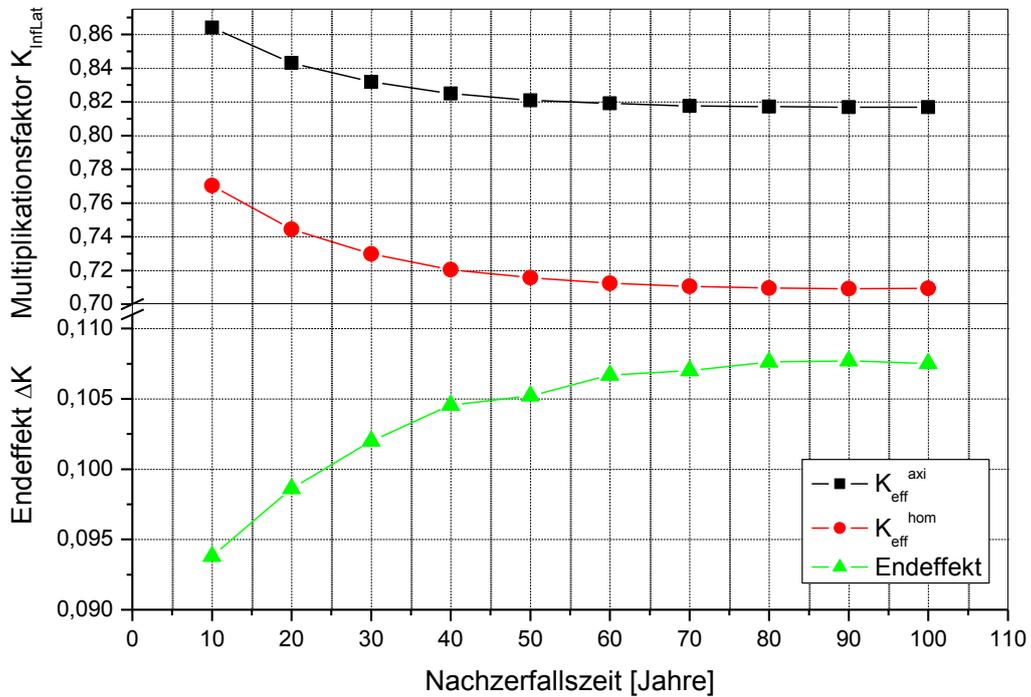


**Abb. A1-8:** Querschnitt durch das betrachtete Behältermodell für KENO Va in 2D



**Abb. A1-9:** Querschnitt durch das betrachtete Behältermodell für KENO Va in 3D

Abb. A1-10 zeigt die errechneten Multiplikationsfaktoren für das dargestellte Behältermodell mit und ohne Axialprofil gemäß Abb. A1-1.



**Abb. A1-10:**  $\text{UO}_2$  mit 3,6 % Anfangsanreicherung und 40 GWd/tSM Abbrand in einem generischen Behältermodell mit 21 Brennelementen

Man sieht, dass in diesem – relativ dicht gepackten – Behältermodell die Multiplikationsfaktoren deutlich geringer sind als in den entsprechenden infiniten Gittermodellen, und insbesondere deutlich unterhalb von  $K = 0,95$  liegen. Im realen CASTOR V/19 Behälter sind die Brennelemente weit weniger dicht gepackt, weshalb hier noch geringere Multiplikationsfaktoren zu erwarten sind. Interessanterweise fällt zudem auf, dass der Endeffekt im Behältermodell stärker ausgeprägt ist als im zugehörigen Modell des infiniten Gitters. Dies bedeutet, dass die Berücksichtigung des axialen Abbrandprofils in der Kritikalitätssicherheitsanalyse für dieses (generische) Modell noch wichtiger ist als in den infiniten Gittern. Eine genaue Beurteilung hängt jedoch immer von den spezifischen Eigenschaften des realen Behälters ab und kann nicht uneingeschränkt von diesem generischen Modell extrapoliert werden. Schlussendlich lässt sich durch die Abnahme von  $K$  zwischen 40 und 100 Jahre nach Entladung aus dem Reaktor feststellen, dass Unterkritikalität im Zeitraum und unter den Bedingungen der längerfristigen Zwischenlagerung vom typischen abgebrannten Kernbrennstoff stets gewährleistet ist.

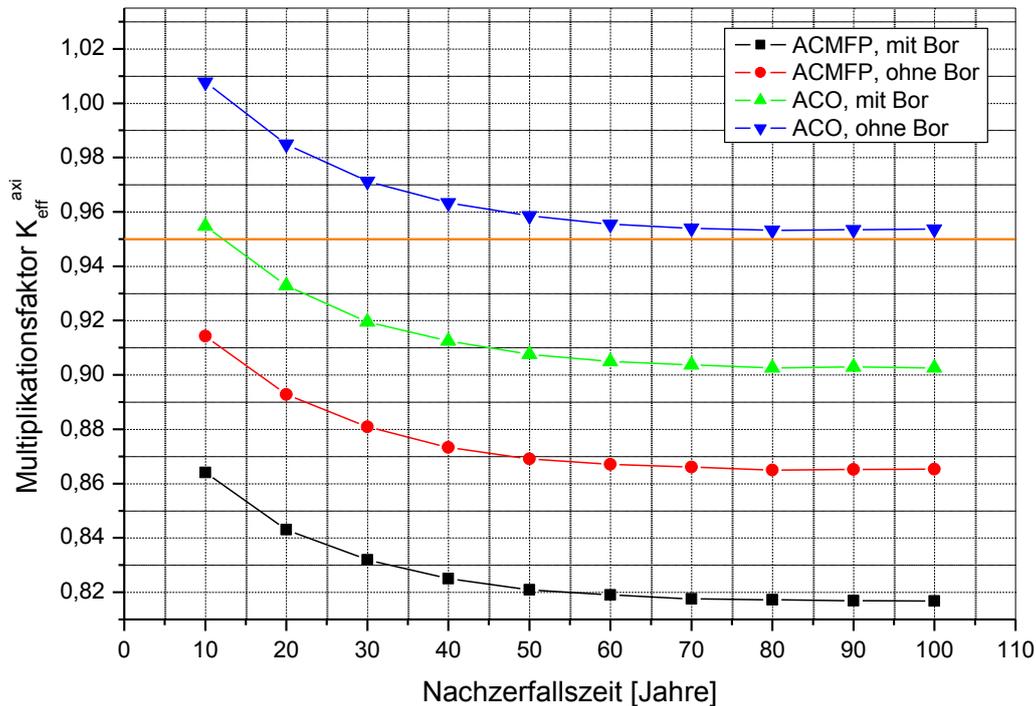
### **A1.3 Neutronenabsorbierende Materialien**

In Lagerbehältern werden als neutronenabsorbierende Materialien boriierte Stahlbleche zwischen den Brennelementen eingesetzt. Würden diese im Laufe der Zeit wegkorrodieren, käme es zu einer Erhöhung der Multiplikationsfaktoren. Neutronenabsorbierende Materialien befinden sich aber auch im Brennstoff in Form von Spaltprodukten.

Um weitere konservative Abschätzungen zu ermöglichen, wurden die entsprechenden Kritikalitätsrechnungen für das zuvor betrachtete generische Behältermodell wiederholt, zum einen unter Verzicht auf absorbierende Spaltprodukte („actinides only“, ACO, anstelle von „actinides plus major fission products“, ACMFP), zum anderen unter Vernachlässigung der Borierung von Behältereinbauten. In einer vierten Rechenserie wurden sowohl Spaltprodukte als auch Borierung vernachlässigt. Abb. A1-11 zeigt den zeitlichen Verlauf der Multiplikationsfaktoren  $K_{\text{eff}}^{\text{axi}}$  für die genannten vier Fälle

- mit Bor und mit Spaltprodukten (schwarze Kurve),
- ohne Bor und mit Spaltprodukten (rote Kurve),
- mit Bor und ohne Spaltprodukten (grüne Kurve),
- ohne Bor und ohne Spaltprodukte (blaue Kurve)

jeweils unter Berücksichtigung des axialen Abbrandprofils nach Abb. A1-1.



**Abb. A1-11:** Multiplikationsfaktoren  $K_{\text{eff}}^{\text{axi}}$  für  $\text{UO}_2$  mit 3,6% Anfangsanreicherung und 40 GWd/tSM Abbrand in einem generischen Behältermodell mit 21 Brennelementen jeweils mit und ohne Berücksichtigung von absorbierenden Spaltprodukten und borierten Behältereinbauten

Man sieht hier, dass zwischen den beiden extremen Kurven (ACFMP mit Bor vs. ACO ohne Bor) eine Differenz von ca. 0,15 in  $K_{\text{eff}}^{\text{axi}}$  besteht. Eine Reduzierung unnötig konservativer Modellannahmen, sofern gerechtfertigt, wird dadurch sehr anschaulich unterstrichen.

Abb. A1-11 verdeutlicht für das betrachtete Modell, dass

- bei einem Wegfall der borierten Stahlbleche die Unterkritikalität zu jedem Zeitpunkt der Zwischenlagerung sicher eingehalten wird,
- die Spaltprodukte einen deutlichen Beitrag zur Unterkritikalität liefern, aber auch bei einem Verzicht auf die Spaltprodukte die Unterkritikalität zu jedem Zeitpunkt der Zwischenlagerung ungefährdet ist, solange die borierten Stahlbleche vorhanden sind,

- nach einer Abklingzeit von 15 Jahren das System auch ohne die borierten Stahlbleche und ohne Berücksichtigung der Spaltprodukte unterkritisch wird.

Das betrachtete Behältermodell stellt einen konservativ ausgelegten, generischen Fall dar.

## A1.4 Referenzen

- /KIL 07a/ R. Kilger, F.E. Moser und B. Gmal: „Rechnungen zur Abbrandberücksichtigung bei der Endlagerung von abgebrannten Kernbrennstoffen aus Leichtwasserreaktoren und zu der Bedeutung des axialen Abbrandprofils in geologischen Zeitskalen“. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Interner Technischer Bericht (Entwurf) im Rahmen des Vorhabens SR 2528, März 2007
- /KIL 07b/ R. Kilger: „AIRBAGS: Axial-Inventar- und Reaktivitätsberechnung anhand generischer Stabsysteme – ein Kontrollmodul zur Evaluierung des Einflusses axialer Abbrandprofile bei der Kritikalitätssicherheitsbetrachtung bezüglich Zwischen- und Endlagerung abgebrannter Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren in Transport-, Lager- und Endlagerbehältern“. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Interner Technischer Bericht, März 2007
- /NEU 08/ J.C. Neuber: „Burnup credit criticality benchmark, phase II-C: Impact of the asymmetry of axial burnup profiles on the end effect“. OECD/NEA Report No. 5435, 2008. ISBN 978-92-64-99049-4. Link: <http://www.nea.fr/science/docs/pubs/nea5435-burnup-II-C.pdf>, abgerufen am 31.03.2010
- /SCA 04/ SCALE 5.0: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation for Workstations and Personal Computers, NUREG/CR-0200 Rev. 7, Vol. I, II and III (June 2004)
- /WAG 03/ J.C. Wagner, M.D. DeHart und C.V. Parks: „Recommendations for addressing axial burnup in PWR burnup credit analysis“. ORNL/TM-2001/273, 2003

## Anhang A2

### **Parameterstudie – Einfluss der Anfangsanreicherung sowie der Einsatzdauer auf die daraus resultierenden Belastungen im Hinblick auf die Zwischenlagerung von bestrahltem UO<sub>2</sub>-Brennstoff**

Alexander Ellinger (GRS), November 2007

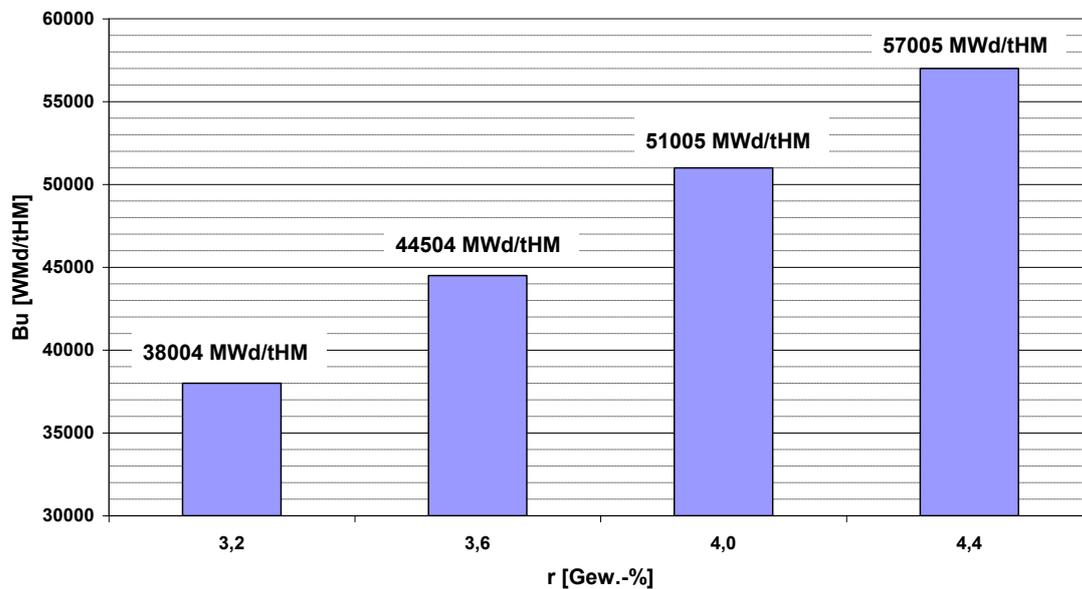
#### **A2.1 Einleitung, Aufgabenstellung und Zielsetzung**

Im Hinblick auf die längerfristige Zwischenlagerung von bestrahlten Brennelementen in Behältern ist es von elementarer Bedeutung, die wesentlichen physikalischen Effekte der Behälterbelastung zu erkennen und zu quantifizieren. Dabei ist klar, dass die Behälterbelastungseffekte durch Strahlung und Wärmeeintrag, die sich aus dem Zerfall der radioaktiven Nuklide des eingelagerten bestrahlten Brennstoffes ergeben, integral – d.h. unter Berücksichtigung der gesamten Einsatzdauer der Lagerbehälter – und abdeckend – d.h. unter Berücksichtigung der wesentlichen Einflussparameter (z.B. Zusammensetzung und <sup>235</sup>U-Anfangsanreicherung des Kernbrennstoffs bzw. erzielter Endabbrand) – zu bewerten sind. In diesem Zusammenhang wurde die vorliegende Parameterstudie initiiert, in deren Rahmen das GRS-interne Programmpaket OREST-V04 /HES 86, HES 05/ zum Einsatz kam. Das Programmpaket besteht im Wesentlichen aus dem nulldimensionalen Abbrandcode ORIGEN, der zur Ermittlung des jeweiligen Neutronenflussspektrums sowie der effektiven Wirkungsquerschnitte, die mit der abbrandbedingten Änderung der Materialzusammensetzung variieren, mit dem ein-dimensionalen HAMMER-Code gekoppelt ist. Angekoppelt ist weiterhin das Modul ORIMIX, das die ORIGEN-Resultate in ein geeignetes Darstellungsformat überführt.

Die Hauptzielsetzung dieses Berichtes besteht darin, die OREST-Ergebnisse der systematisch durchgeführten Parameterstudie für bestrahlten verunreinigungsfreien UO<sub>2</sub>-DWR-Brennstoff in einer übersichtlichen Weise zu präsentieren und integral zu bewerten.

## A2.2 Beschreibung des Konzeptes

Die Anfangsanreicherung des  $\text{UO}_2$ -Brennstoffes ist der wesentliche Parameter, der für die Studie variiert wurde; gerechnet wurde für Anreicherungen von 3,2, 3,6, 4,0 sowie 4,4 Gew.-%  $^{235}\text{U}$ . Je höher die  $^{235}\text{U}$ -Anfangsanreicherung ist, desto länger können die entsprechenden Brennelemente in einem herkömmlichen Druckwasserreaktor eingesetzt werden. Aus ökonomischen Gründen verbleiben die Brennelemente im Idealfall bis zum Erreichen des maximalen Zielabbrandes im Reaktorkern. Abb. A2-1 stellt den maximalen Zielabbrand als Funktion der  $^{235}\text{U}$ -Anfangsanreicherung graphisch dar. Als Kriterium für das Erreichen des maximalen Zielabbrands wird in OREST die resultierende Neutronenbilanz betrachtet.

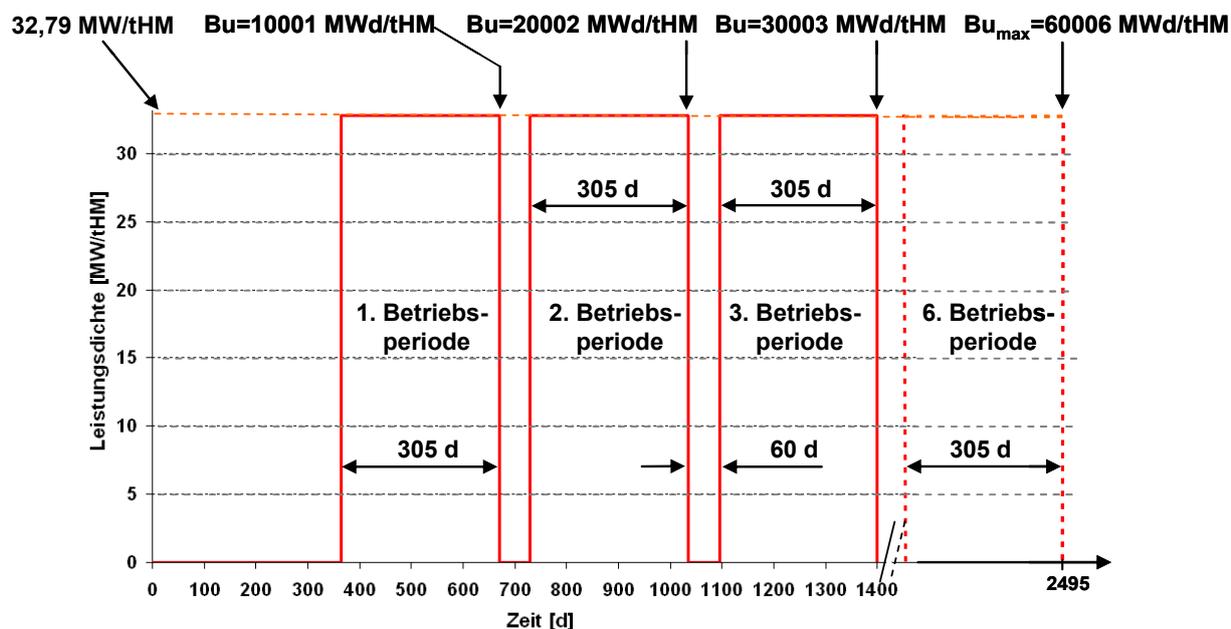


**Abb. A2-1:** Maximale DWR-Zielabbrände als Funktion der  $^{235}\text{U}$ -Anfangsanreicherung r

Für alle vier oben genannten Anreicherungsgrade wurden mit dem OREST-Programmpaket umfangreiche Abbrandrechnungen durchgeführt, wobei ein möglichst realitätsnahes Einsatzszenario unterstellt wurde, dessen wesentliche Parameter aus Abb. A2-2 zu entnehmen sind. Für jede Betriebsperiode werden eine Dauer von 305 Tagen und ein Abbrand von 10.001 MWd/tHM unterstellt; zudem werden Stillstands- bzw. Revisionszeiten von jeweils 60 Tagen berücksichtigt. Entsprechend des Betriebsschemas wird der Brennstoff bis zum Erreichen bzw. Überschreiten des maximalen Zielabbrandes bestrahlt. So wurden z.B. für den Fall  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  maximal sechs Be-

triebsperioden gerechnet. Um zu berücksichtigen, dass in der Praxis bestimmte (defekte) Brennelemente gegebenenfalls schon vor dem Erreichen ihrer maximalen Standzeit aus dem Reaktor entfernt werden, sowie um den Einfluss der Abbrandes auf die Ergebnisse bewerten zu können, wurden die berechneten physikalischen Größen (z.B. thermische Gesamtleistung, Alpha-, Beta- und Photonen-Leistung, Neutronen- und Photonenrate) nach jeder Betriebsperiode über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Brennstoffentladung erfasst.

Für alle Rechnungen wurde die Borkonzentration als konstant (500 ppm) angesetzt. Die wesentlichen Geometriedaten des unterstellten Coreaufbaus bzw. der Brennelemente können Appendix C entnommen werden. Diese Geometriedaten wurden für alle durchgeführten Rechnungen konstant gehalten.



**Abb. A2-2:** Unterstellte Betriebscharakteristik der Abbrandrechnungen

## 2.3 Darstellung der Ergebnisse

Die Ergebnisse der durchgeführten OREST-Rechnungen sind in den Appendices A und B dieser Arbeit sowohl in Tabellenform (Appendix A) als auch in graphischer Darstellung (Appendix B) wiedergegeben. Auf der Basis dieser Ergebnisse kann die zeitliche Entwicklung der Alpha-, Beta- und Photonen-Leistung, der Gesamtaktivität, der Neutronen- und Photonenrate für verschiedene Abbrandzustände und Anreicherungs-

grade, bezogen auf die Basiseinheit tHM, entnommen werden. Der Nullpunkt der Zeitskala entspricht hierbei der Entnahme des Brennstoffs aus dem Reaktorkern direkt am Ende der jeweiligen Betriebsperiode.

Im Hinblick auf die Ergebnisse der Photonenleistung bzw. der Photonenrate ist zu beachten, dass hier neben der Gammastrahlung aus den Kernzerfällen auch der Bremsstrahlungseffekt, der in der  $\text{UO}_2$ -Matrix auftritt, in einer konservativen Weise (nach ORNL gerechnet) berücksichtigt ist; zudem werden im Appendix B beispielhaft einige Energiespektren der Photonenleistung bzw. Photonenrate für ausgewählte Anfangsanreicherungen und Abbrandzustände wiedergegeben.

Die oben genannten physikalischen Größen – Alpha-, Beta- bzw. Photonen-Leistung, Aktivität sowie Neutronen- und Photonenrate – spezifizieren die jeweilige Behälterbelastung für ausgewählte Betrachtungszeitpunkte. Dabei ist es im Sinne einer umfassenden Analyse der über den gesamten Einsatzzeitraum der Lagerbehälter zeitlich akkumulierten Gesamtbelastung von elementarer Bedeutung, die OREST-Ergebnisse integral zu bewerten. Für die vorliegende Untersuchung wurde zu diesem Zweck das Verfahren der natürlichen kubischen Spline-Interpolation angewendet, um auf der Basis von geeigneten Stützstellen, die durch die OREST-Ergebnisse vorgegeben wurden, die realen Funktionsverläufe anzunähern und auf numerischen Wege zu integrieren. Der Vorteil dieses Verfahren liegt im Wesentlichen in seiner einfachen Anwendbarkeit, wobei sich leichte Abweichungen von den realen Kurvenverläufen ergeben können, die indes für die hier vorgesehene Anwendung vernachlässigt werden können, d.h. die hier präsentierten Ergebnisse bilden die jeweiligen realen Fälle auf der Basis der OREST-Ergebnisse sehr gut ab. Um diese Aussage zu untermauern, werden nachfolgend die berechneten Integralergebnisse, die in Tabellenform wiedergegeben werden, beispielhaft durch eine Reihe graphischer Darstellungen unterstützt, die die mittels Spline-Interpolation berechneten Funktionsverläufe unter Berücksichtigung der OREST-Stützstellenergebnisse sowie die dazugehörigen Integralkurven aufzeigen. Der jeweilige Integrationsbereich berücksichtigt einen Zeitraum von 95 Jahren, wobei ein Startzeitpunkt von 5 Jahren nach Brennstoffentladung unterstellt wurde. Diese Annahme ist durchaus realistisch, da der Brennstoff nach Entladung aus dem Reaktor zunächst mehrere Jahre zum Zwecke des Abklingens gelagert wird, bevor er zur Zwischenlagerung in die entsprechenden Lagerbehälter verbracht wird.

Im Rahmen dieser Arbeit wurden mit Blick auf die integrale Bewertung, um den Bearbeitungsaufwand in vertretbaren Grenzen zu halten, die unterstellten „Extremfälle“ der Anfangsanreicherung (3,2 bzw. 4,4 Gew.-% <sup>235</sup>U) für ausgewählte Endabbrände berücksichtigt, wobei Überschreitungen des Endabbrandes über das optimale Maß hinaus ausgeschlossen wurden.

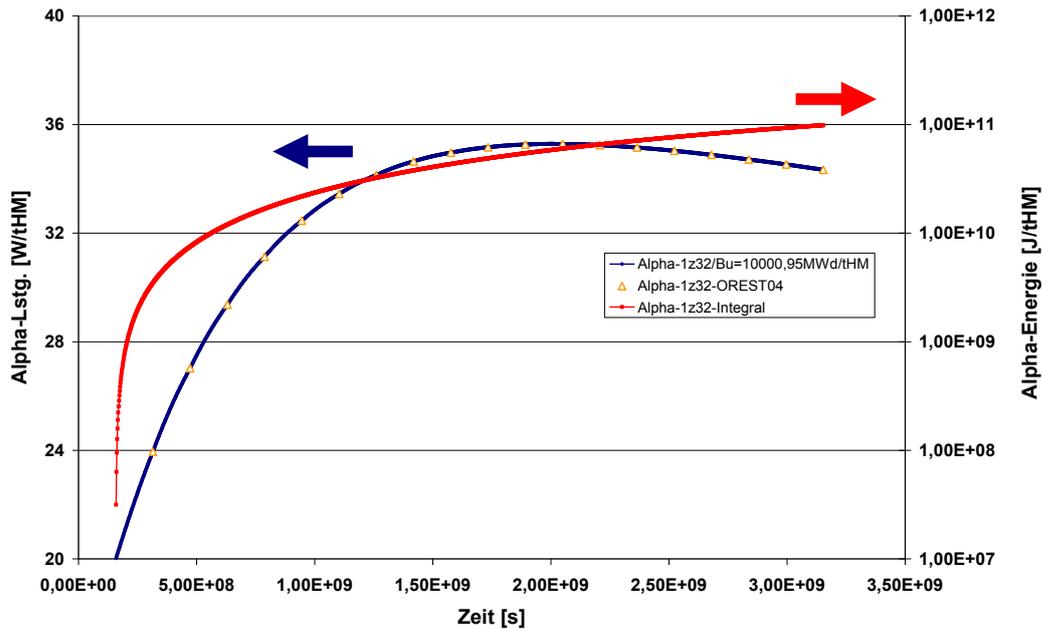
### A2.3.1 Alpha-Energiebelastung

Die Tab. A2-1 gibt die errechneten Ergebnisse der über einen Zeitraum von 95 Jahren insgesamt abgestrahlten  $\alpha$ -Energien für ausgewählte Beispiele wieder. Anhand der Tabellen A-1.1 bis A-1.4 (Appendix A) und der Diagramme B-1.1 und B-1.2 (Appendix B) ist zu erkennen, dass in einem Zeitraum von ca. 3 Jahren direkt nach der Brennstoffentladung die  $\alpha$ -Leistung zunächst stark abfällt.

**Tab. A2-1:** Abgestrahlte  $\alpha$ -Energien

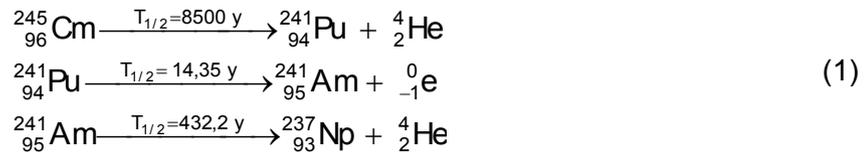
Abbrand [MWd/tHM]	Abgestrahlte $\alpha$ -Gesamtenergie (5 - 100 Jahre nach Brennstoffentladung) [J/tHM]	
	r = 3,2 Gew.-% <sup>235</sup> U	r = 4,4 Gew.-% <sup>235</sup> U
10.000,95	9,84E10	7,62E10
30.002,85	5,72E11	5,02E11
50.004,75	---	1,15E12

Danach zeigt sich hinsichtlich des prinzipiellen Verlaufs eine Abhängigkeit vom Endabbrand. Für relativ geringe Endabbrände (z.B. 10.000 MWd/tHM) strebt die Funktion zunächst einem lokalen Maximum zu, welches ca. 63 Jahre nach Brennstoffentladung erreicht wird (siehe Abb. A2-3 und A2-4). Im Gegensatz dazu stellt sich für höhere Endabbrände (z.B. 50.004,75 MWd/tHM) insgesamt eine abfallende Charakteristik ein (siehe Abb. A2-7).

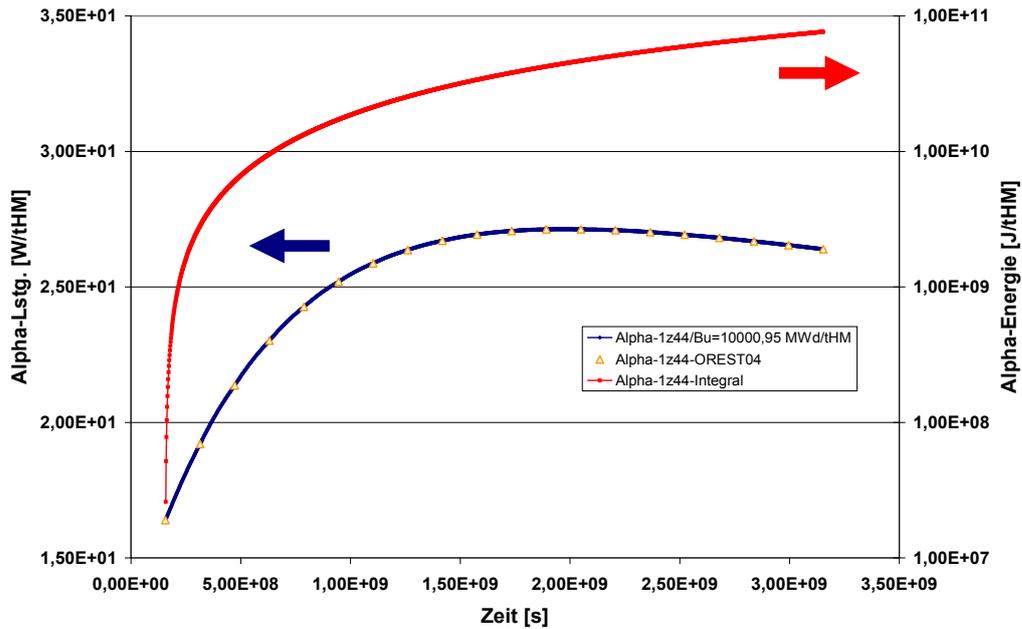


**Abb. A2-3:** Verlauf der  $\alpha$ -Leistung sowie der abgestrahlten  $\alpha$ -Energie für einen Zeitraum 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 10.000,95 MWd/tHM

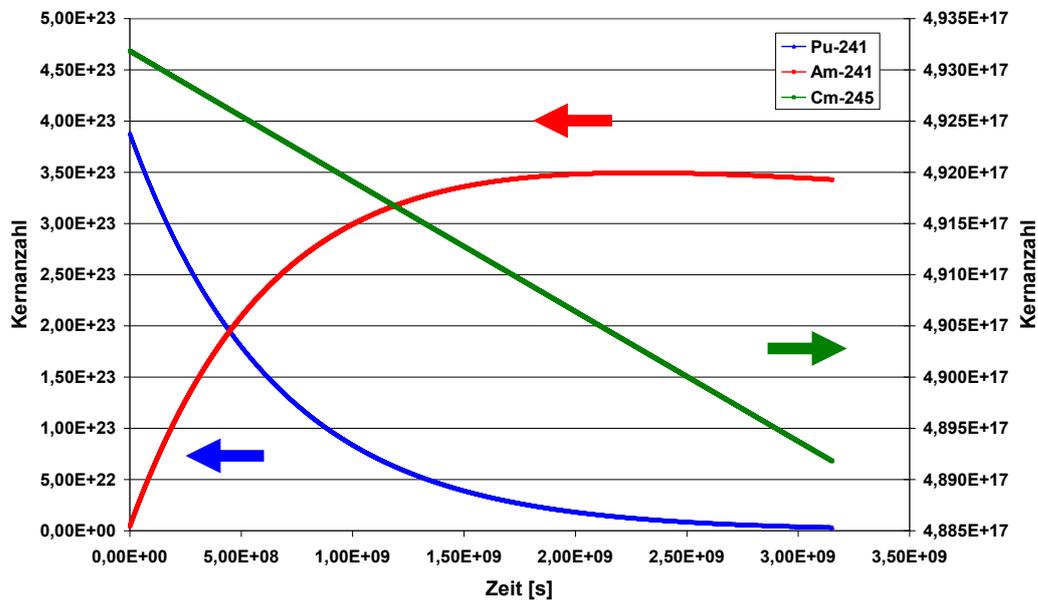
Das Auftreten eines lokalen Maximums der  $\alpha$ -Leistung ist durch folgende Zerfallskette bedingt:



Dieses Zerfallsschema lässt sich mathematisch formulieren. Löst man das resultierende Gleichungssystem unter Verwendung der Anfangsbedingungen, die durch die jeweilige Kernanzahl von  $^{245}\text{Cm}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  und  $^{241}\text{Am}$  zum Zeitpunkt der Brennstoffentladung entsprechend der OREST-Ergebnisse vorgegeben sind, erhält man die in Abb. A2-5 dargestellten Verläufe (Abbrand 10.000,95 MWd/tHM;  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$ ). Das auftretende Maximum im  $^{241}\text{Am}$ -Zeitverlauf ist anhand der Abb. A2-5 deutlich zu erkennen.

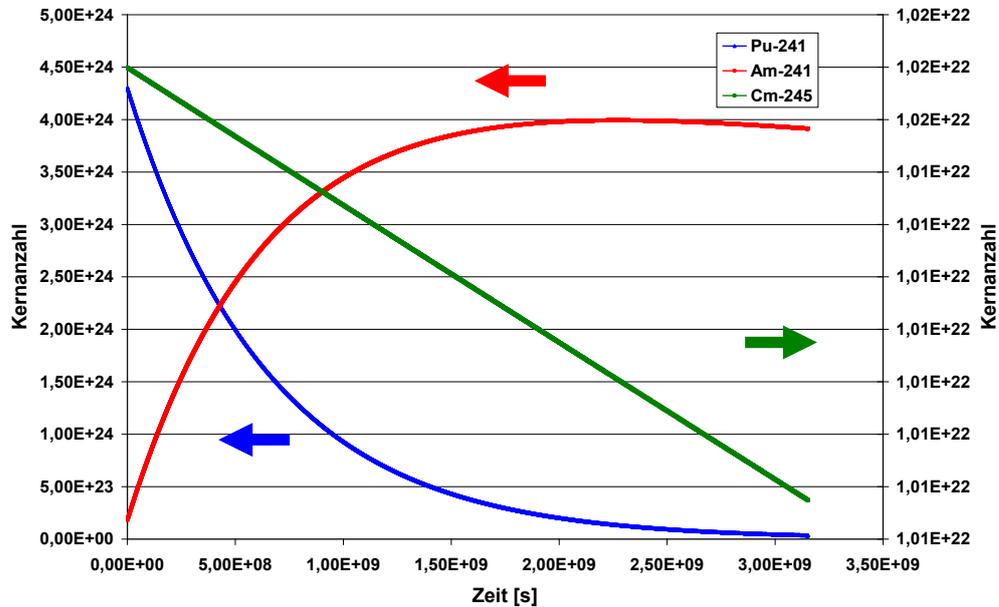


**Abb. A2-4:** Verlauf der  $\alpha$ -Leistung sowie der abgestrahlten  $\alpha$ -Energie für einen Zeitraum 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 10.000,95 MWd/tHM



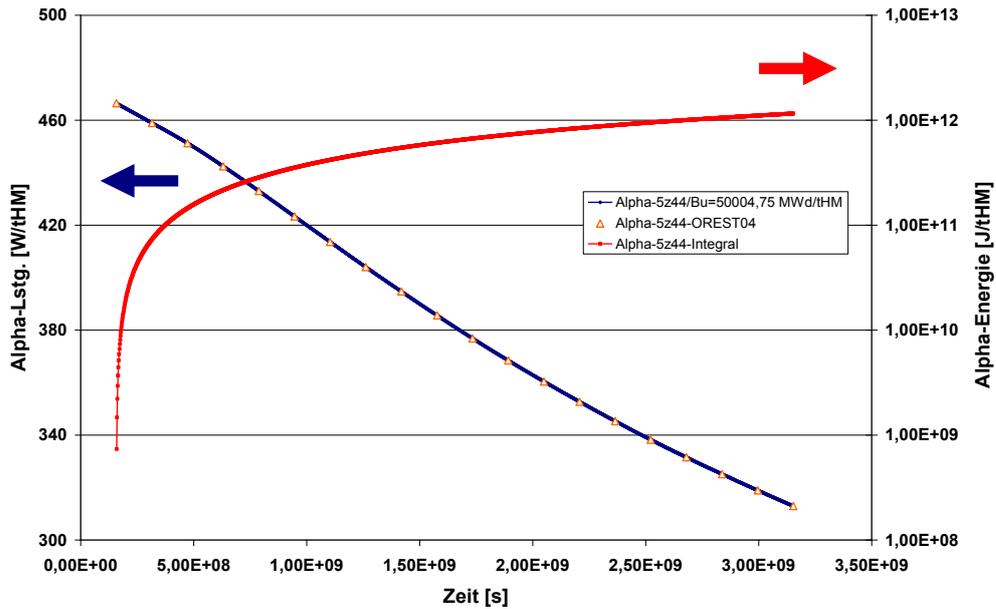
**Abb. A2-5:** Kernanzahl der Nuklide  $^{245}\text{Cm}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  sowie  $^{241}\text{Am}$  über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Brennstoffentnahme entsprechend dem Zerfallschema (1); Abbrand 10.000,95 MWd/tHM,  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$

Basierend auf den beschriebenen Zusammenhängen – auch während der Abklingphase von entlademem  $\text{UO}_2$ -Brennstoff, der relativ hohe Entnahmeabbrände erreicht hat – ist im zeitlichen Verlauf der  $^{241}\text{Am}$ -Kernanzahl bzw. der  $^{241}\text{Am}$ - $\alpha$ -Aktivität ein lokales Maximum zu verzeichnen. Dies bestätigt die Abb. A2-6.

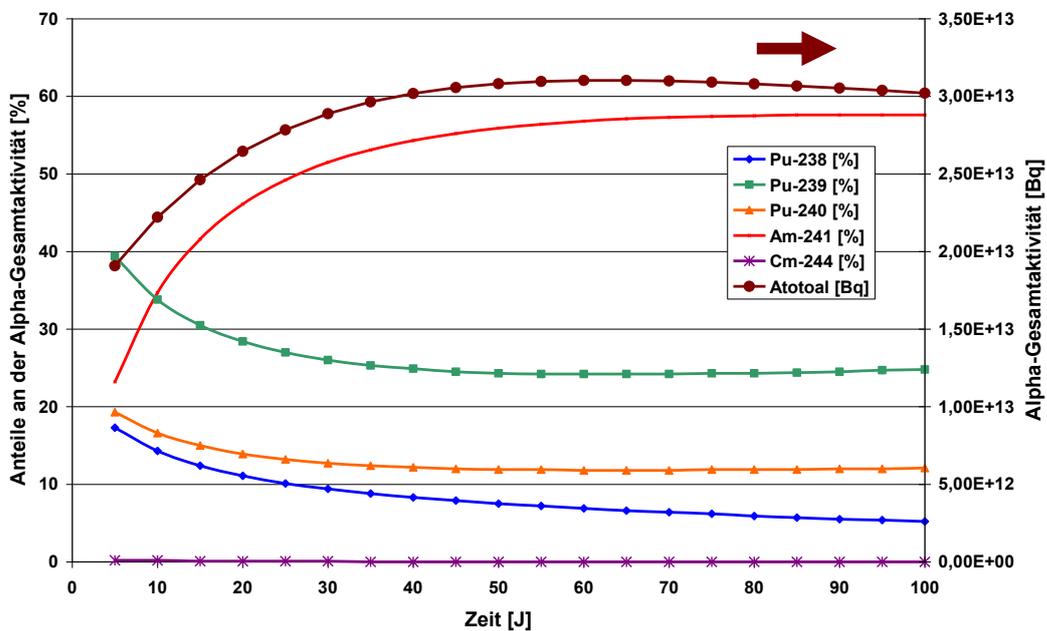


**Abb. A2-6:** Kernanzahl der Nuklide  $^{245}\text{Cm}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  sowie  $^{241}\text{Am}$  über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Brennstoffentnahme entsprechend dem Zerfallschema (1); Abbrand 50.004,75 MWd/tHM,  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$

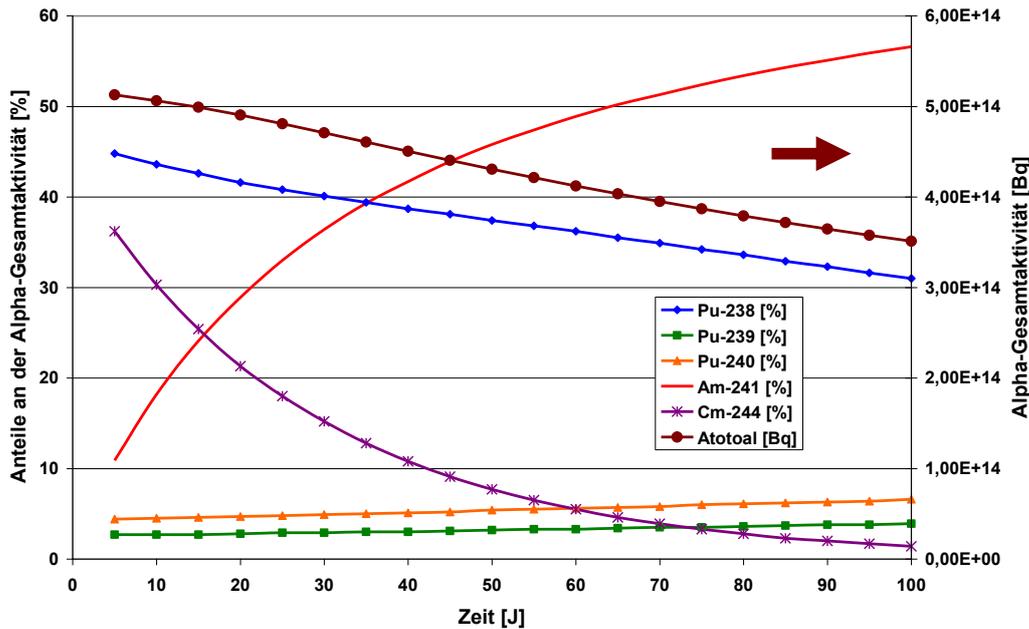
Ungeachtet dieser Tatsache ist die  $\alpha$ -Leistung im Falle erhöhter Entnahmeabbrände innerhalb des Beobachtungszeitraums durch einen durchweg negativen Gradienten gekennzeichnet (siehe Abb. A2-7). Um diesen Effekt zu bewerten, sollen an dieser Stelle die einzelnen  $\alpha$ -Aktivitätsbeiträge der wichtigsten beteiligten Nuklide genauer untersucht werden. Die Nuklide  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$  und  $^{244}\text{Cm}$  decken dabei mindestens 99% der gesamten  $\alpha$ -Aktivität ab. Basierend auf entsprechenden OREST-Ergebnissen zeigen die Abb. A2-8 und A2-9 die Prozentanteile der genannten Nuklide an der gesamten  $\alpha$ -Aktivität über den relevanten Betrachtungszeitraum für verschiedene Abbrandzustände.



**Abb. A2-7:** Verlauf der  $\alpha$ -Leistung sowie der abgestrahlten  $\alpha$ -Energie für einen Zeitraum von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 50.004,75 MWd/tHM



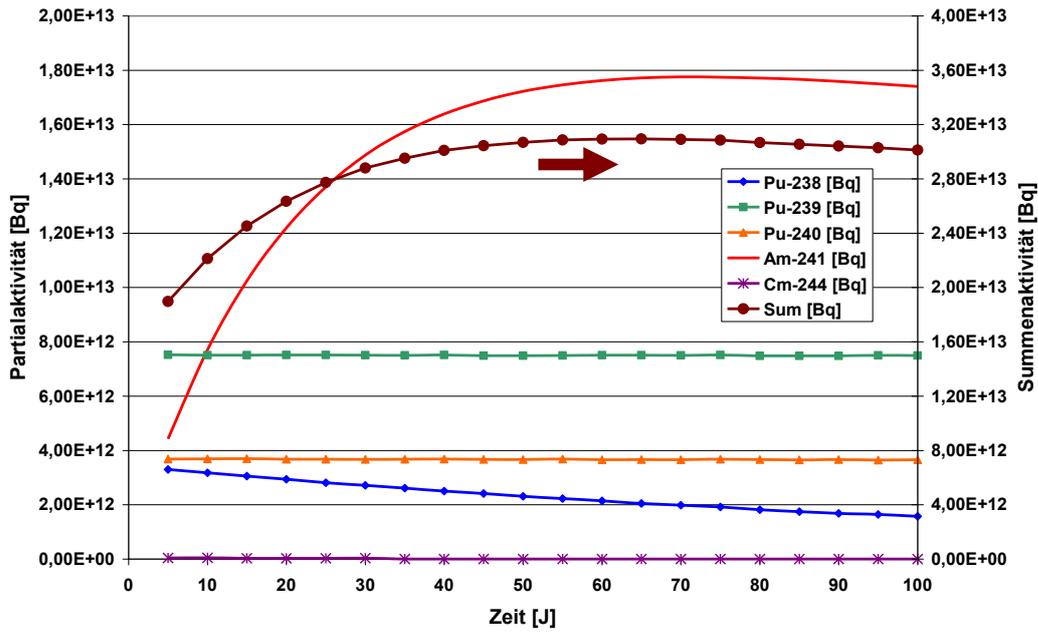
**Abb. A2-8:** Prozentanteile verschiedener Nuklide an der gesamten  $\alpha$ -Aktivität; Abbrand 10.000,95 MWd/tHM,  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$



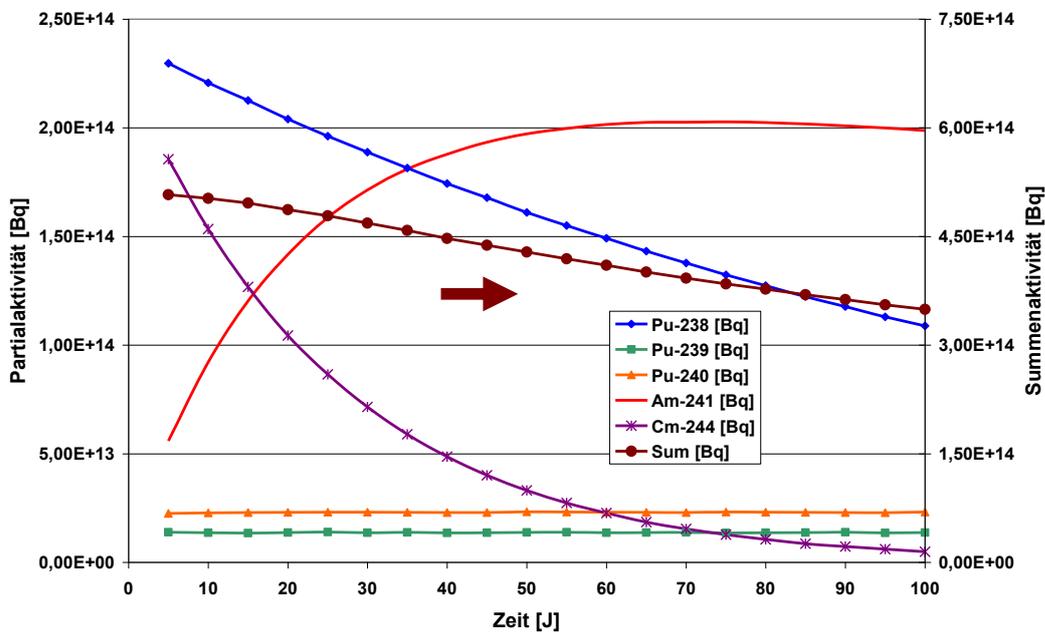
**Abb. A2-9:** Prozentanteile verschiedener Nuklide an der gesamten  $\alpha$ -Aktivität; Abbrand 50.004,75 MWd/tHM,  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$

Bei den Abb. A2-8 und A2-9 ist zu berücksichtigen, dass die gesamte  $\alpha$ -Aktivität eine veränderliche Größe ist, d.h. die dargestellten Verläufe der Prozentanteile der einzelnen Nuklide stimmen nicht mit den entsprechenden Verläufen der jeweiligen Einzelaktivitätsbeiträge überein. Mit den von OREST bereitgestellten Daten lassen sich jedoch die Abb. A2-8 und A2-9 derart anpassen, dass die Vergleichbarkeit mit den unabhängig simulierten  $^{241}\text{Am}$ -Verläufen der Abb. A2-5 und A2-6 besser gegeben ist; dementsprechend wurden die Abb. A2-10 und A2-11 abgeleitet. Diese sind aufschlussreich, um den generellen Verlauf der  $\alpha$ -Leistung bzw. der  $\alpha$ -Aktivität für unterschiedliche Abbrände besser bewerten zu können.

Anhand von Abb. A2-10 ist zu erkennen, dass der Aktivitätsverlauf des Nuklids  $^{241}\text{Am}$  den Gesamtverlauf der  $\alpha$ -Aktivität dominiert und insbesondere auch das lokale Maximum im Verlauf der  $\alpha$ -Gesamtaktivität bedingt. Der  $^{241}\text{Am}$ -Effekt (siehe Abb. A2-11) ist auch im Falle erhöhter Endabbrände zu verzeichnen, allerdings wirkt er sich auf den gesamten  $\alpha$ -Aktivitätsverlauf nicht mehr so dominant aus. Der signifikante Anstieg der  $^{241}\text{Am}$ -Aktivität wird bei höheren Endabbränden insbesondere – neben dem Verlauf der  $^{238}\text{Pu}$ -Aktivität – durch den Aktivitätsverlauf des Nuklids  $^{244}\text{Cm}$  kompensiert, welcher im Falle niedrigerer Abbrände (siehe Abb. A2-10) vernachlässigt werden kann.



**Abb. A2-10:** Verläufe der  $\alpha$ -Partialaktivitäten verschiedener Nuklide sowie die zugehörige Summenaktivität; Abbrand 10.000,95 MWd/tHM,  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$



**Abb. A2-11:** Verläufe der  $\alpha$ -Partialaktivitäten verschiedener Nuklide sowie die zugehörige Summenaktivität; Abbrand 50.004,75 MWd/tHM,  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$

Im Hinblick auf die  $^{235}\text{U}$ -Anfangsanreicherung lässt sich feststellen, dass die  $\alpha$ -Belastung mit zunehmender Anreicherung bei vergleichbaren Endabbränden geringer ausfällt.

Dabei ist jedoch zu bedenken, dass mit der Erhöhung der  $^{235}\text{U}$ -Anfangsanreicherung im Allgemeinen auch eine Erhöhung des Abbrandes – ausgedrückt in MWd/tHM – einhergeht, d.h. der Brennstoff kann länger unter neutronenphysikalisch günstigen Umständen im Reaktor verbleiben. Durch die längere Einsatzdauer von höher angereichertem Brennstoff wird der positive  $\alpha$ -Belastungseffekt, der mit einer Erhöhung der Anreicherung einhergeht, mehr als kompensiert, so dass man davon ausgehen muss, dass vollständige abgebrannte Brennelemente mit einer relativ hohen  $^{235}\text{U}$ -Anfangsanreicherung im Realfall eine stärker Belastung durch  $\alpha$ -Strahlung verursachen als Brennelemente, die ebenfalls ihren maximalen Zielabbrand erreicht haben, deren  $^{235}\text{U}$ -Anfangsanreicherung jedoch geringer war.

### **A2.3.2 Beta-Energiebelastung**

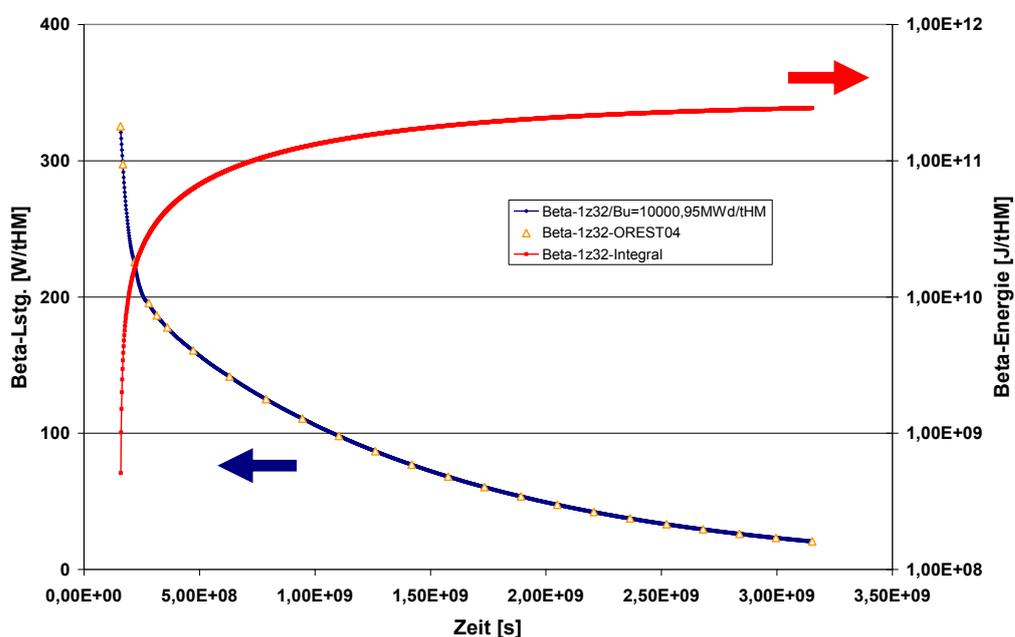
Wie den Tabellen A-2.1 bis A-2.4 (Appendix A) sowie den Diagrammen B-2.1 und B-2.2 (Appendix B) zu entnehmen ist, nimmt die  $\beta$ -Leistung über der Zeit für alle betrachteten Fallbeispiele stetig ab. Insbesondere der Zeitraum innerhalb der ersten 10 Jahre nach Brennstoffentladung ist durch eine signifikante Verringerung der  $\beta$ -Leistung gekennzeichnet.

In Analogie zur entsprechenden Vorgehensweise des vorangegangenen Kapitels gibt die Tab. A2-2 die insgesamt abgestrahlten  $\beta$ -Energien für einen Zeitraum von 95 Jahren wieder. Anhand dieser Tabelle ist klar zu erkennen, dass – vergleichbare Endabbrände vorausgesetzt – die  $\beta$ -Belastung für erhöhte  $^{235}\text{U}$ -Anfangsanreicherungsgrade leicht zunimmt. Die dominierende Einflussgröße ist indes abermals der Endabbrand.

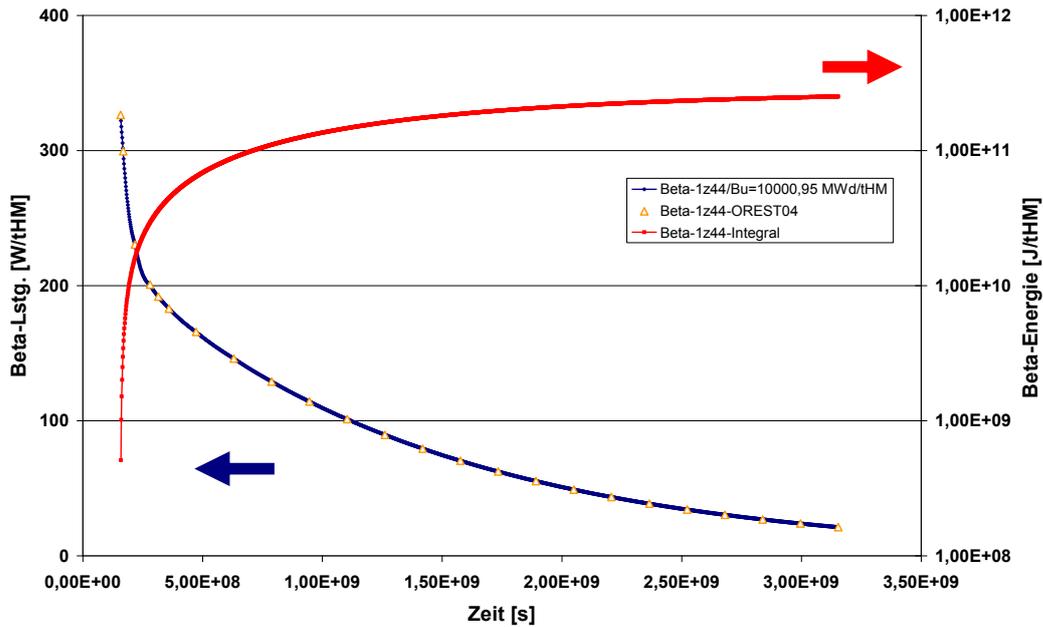
Die nachfolgenden Abb. A2-12 bis A2-14 dienen der besseren Veranschaulichung der zeitlichen Abhängigkeiten.

**Tab. A2-2:** Abgestrahlte  $\beta$ -Energien

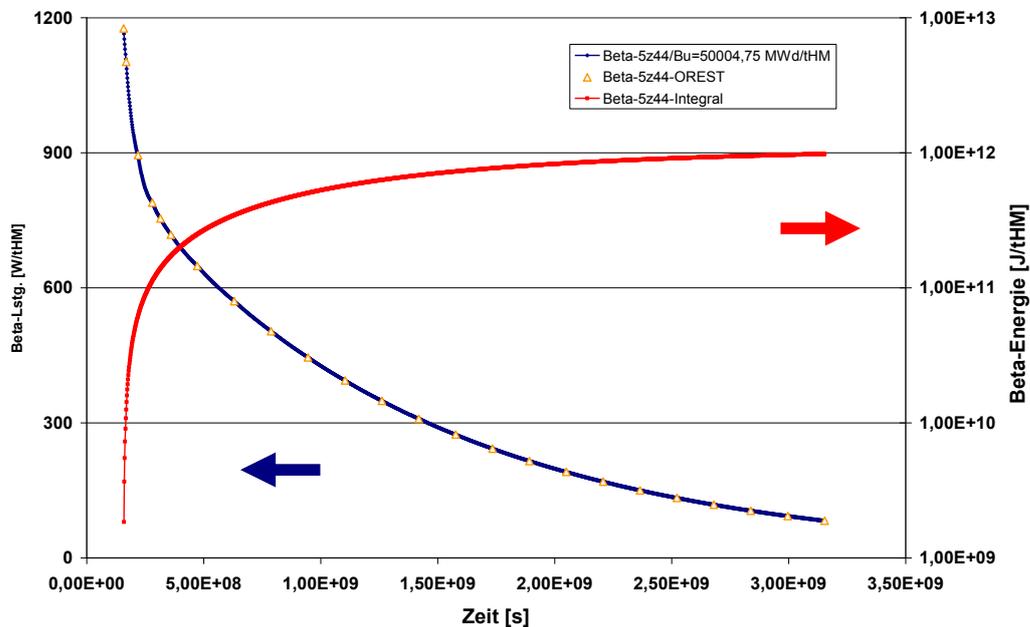
Abbrand [MWd/tHM]	Abgestrahlte $\beta$ -Gesamtenergie (5 -100 Jahre nach Brennstoffentladung) [J/tHM]	
	r = 3,2 Gew.-% $^{235}\text{U}$	r = 4,4 Gew.-% $^{235}\text{U}$
10.000,95	2,44E11	2,51E11
30.002,85	6,20E11	6,61E11
50.004,75	---	9,77E11



**Abb. A2-12:** Verlauf der  $\beta$ -Leistung sowie der abgestrahlten  $\beta$ -Energie für einen Zeitraum von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für r = 3,2 Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 10.000,95 MWd/tHM



**Abb. A2-13:** Verlauf der  $\beta$ -Leistung sowie der abgestrahlten  $\beta$ -Energie für einen Zeitraum von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 10.000,95 MWd/tHM



**Abb. A2-14:** Verlauf der  $\beta$ -Leistung sowie der abgestrahlten  $\beta$ -Energie für einen Zeitraum von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 50.004,75 MWd/tHM

### A2.3.3 Neutronenbelastung

Die ORIGEN-Neutronenrate setzt sich aus dem Anteil der verzögerten Neutronen, den ( $\alpha,n$ )-Neutronen und den Spontanspaltungsneutronen zusammen. Der Anteil der ( $\alpha,n$ )-Neutronen ist dabei im Modul ORIMIX mit dem Faktor 0,46830 korrigiert, um die Ergebnisse an den exakteren NGSRC-Code /HES 92/ zur Quelltermgenerierung anzupassen.

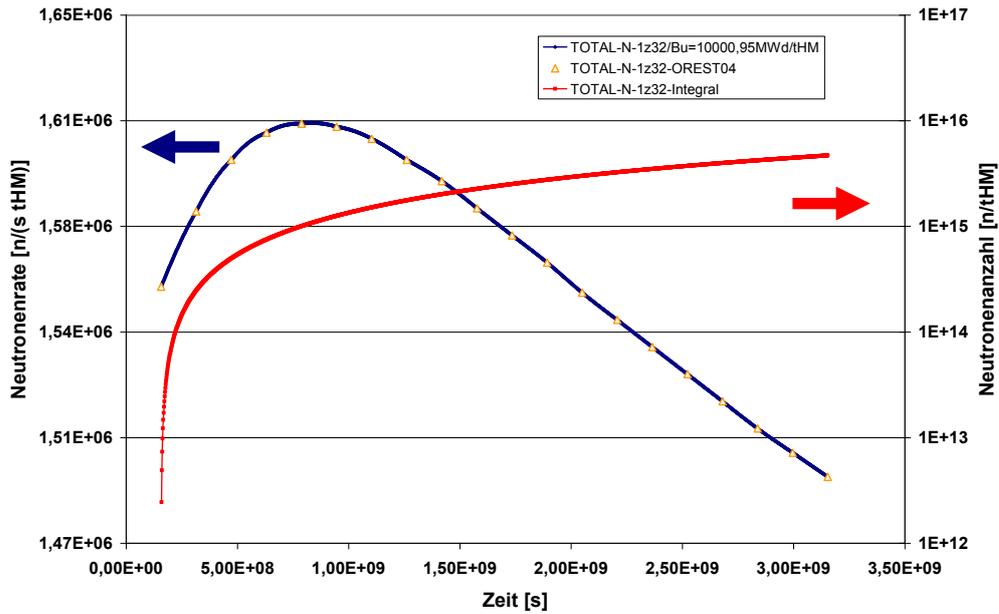
Werden die mit OREST ermittelten Neutronenraten integriert, erhält man die über den gesamten Integrationszeitraum insgesamt freigesetzten Neutronen. Für die gewählten Beispiele sind die Ergebnisse einer solchen Bewertung in Tab. A2-3 erfasst.

**Tab. A2-3:** Gesamtzahl der freigesetzten Neutronen

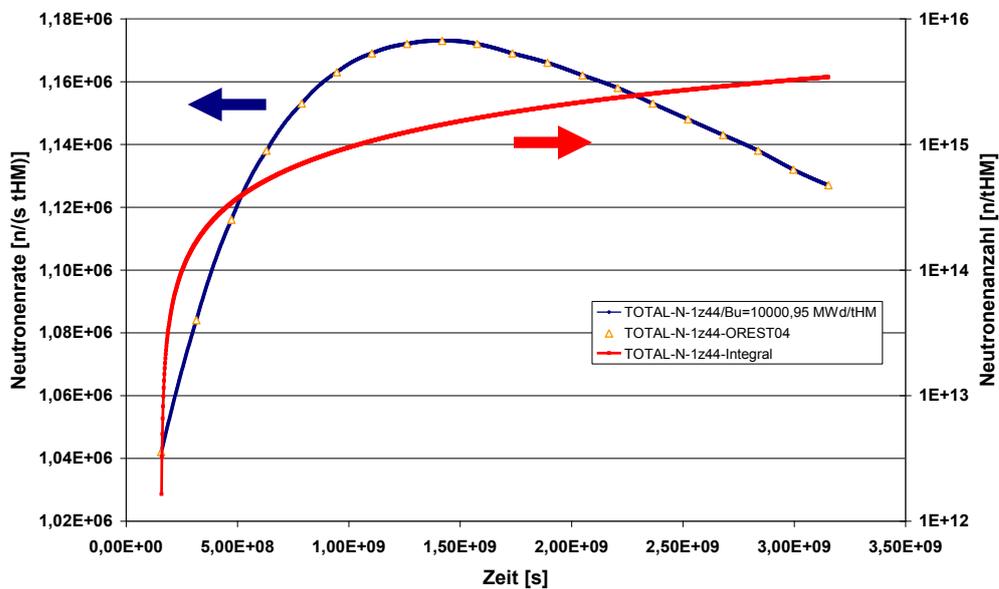
Abbrand [MWd/tHM]	Anzahl der insgesamt freigesetzten Neutronen (5 - 100 Jahre nach Brennstoffentladung) [n/tHM]	
	r = 3,2 Gew.-% <sup>235</sup> U	r = 4,4 Gew.-% <sup>235</sup> U
10.000,95	4,69E15	3,44E15
30.002,85	1,36E17	7,19E16
50.004,75	---	6,30E17

Wie die Diagramme B-4.1 und B-4.2 veranschaulichen, nimmt die Neutronenrate in den ersten Minuten nach der Brennstoffentladung sehr stark ab. Dieser relative kurze Zeitraum von etwa 300 Sekunden wird durch die Freisetzung der verzögerten Neutronen dominiert und ist im Sinne der hier anstehenden Betrachtung nicht von Bedeutung.

Betrachtet man den hier unterstellten Integrationszeitraum von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung, so zeigt sich abermals eine starke Abhängigkeit des generellen zeitlichen Verlaufs der Neutronenrate vom jeweils erzielten Entladeabbrand. Für geringe Endabbrände strebt der Zeitverlauf der Neutronenrate zunächst einem lokalen Maximum zu und zeigt nachfolgen eine abnehmende Tendenz (siehe Abb. A2-15 und A2-16).



**Abb. A2-15:** Verlauf der Neutronenrate sowie der insgesamt abgegebenen Neutronen innerhalb eines Zeitraumes von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 10.000,95 MWd/tHM

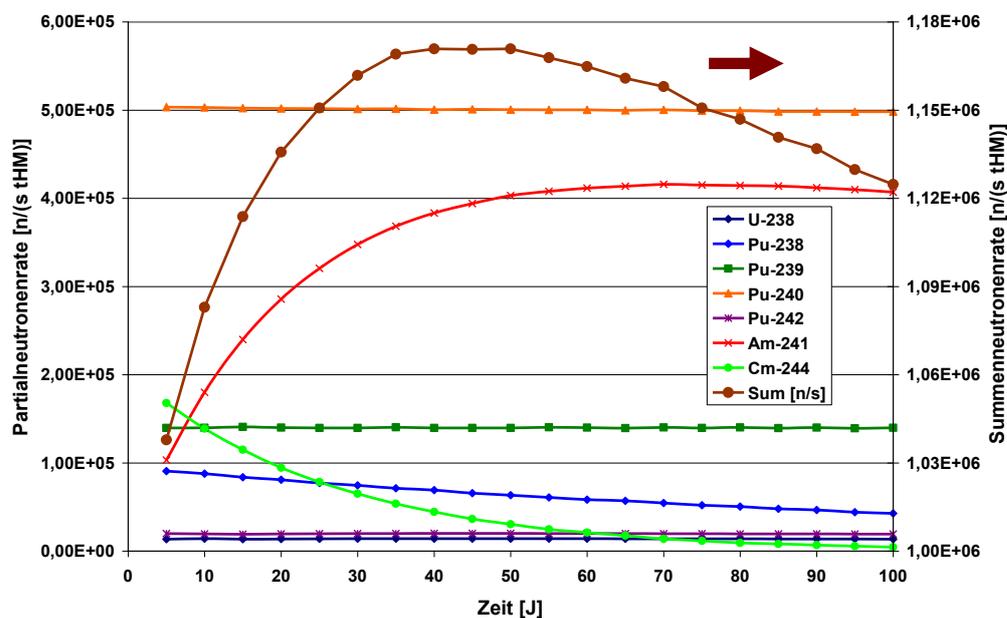


**Abb. A2-16:** Verlauf der Neutronenrate sowie der insgesamt abgegebenen Neutronen innerhalb eines Zeitraumes von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 10.000,95 MWd/tHM

Die Ursache für das Auftreten eines lokalen Maximums der Neutronenrate im Falle relativ geringer Entnahmeabbrände steht mit der Freisetzung von  $\alpha$ -Teilchen durch das Nuklid  $^{241}\text{Am}$  in Zusammenhang. Aufgrund der vorhergehend beschriebenen Zusammenhänge (vgl. mit Abb. A2-10 und A2-11) strebt die  $\alpha$ -Aktivität von  $^{241}\text{Am}$  im Zeitverlauf einem lokalen Maximum zu. Diese freigesetzten  $\alpha$ -Teilchen können mit leichten Nukliden in der Brennstoffmatrix in Wechselwirkung treten und über  $(\alpha,n)$ -Reaktionen zur Freisetzung von Neutronen führen. Die Reaktion mit dem Sauerstoff-Isotop  $^{18}\text{O}$  kann dabei als typisch angesehen werden:



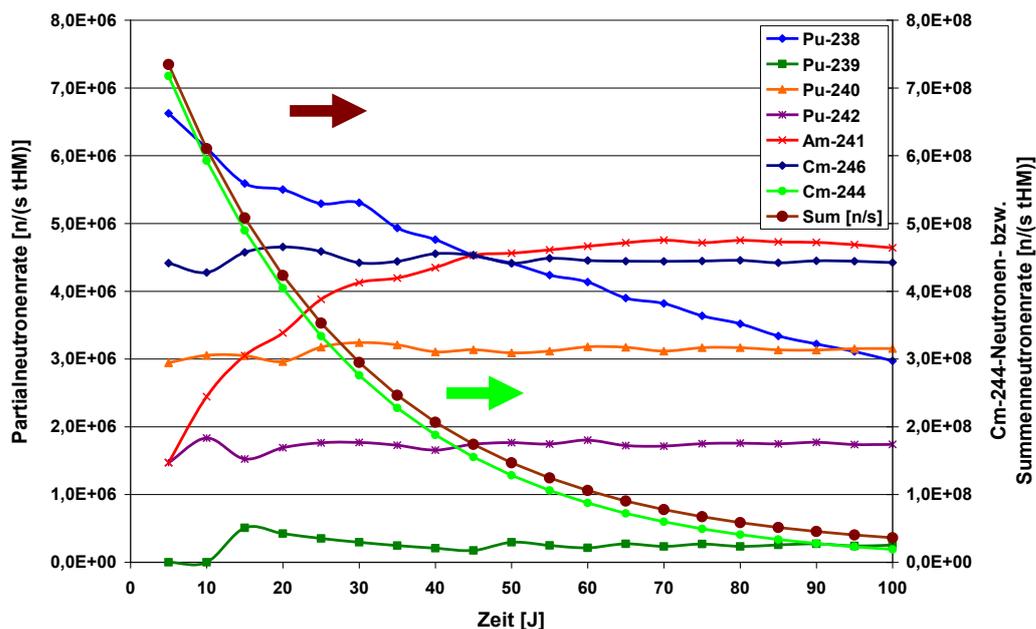
Werden die partiellen Neutronenraten der wesentlich beitragenden Nuklide zusammen mit der sich ergebenden Summenneutronenrate über der Abklingzeit für einen relativ niedrigen Abbrandzustand abgetragen, so ergeben sich Zeitverläufe, wie sie durch die Abb. A2-17 beispielhaft wiedergegeben werden.



**Abb. A2-17:** Verläufe der Partialneutronenraten verschiedener Nuklide sowie die zugehörige Summenneutronenrate; Abbrand 10.000,95 MWd/tHM,  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$

Anhand der Abb. A2-17 ist deutlich zu erkennen, wie insbesondere die Dynamik zwischen den Nukliden  $^{241}\text{Am}$  und  $^{244}\text{Cm}$  hinsichtlich der Summenneutronenrate zur Ausbildung eines lokalen Maximums führt.

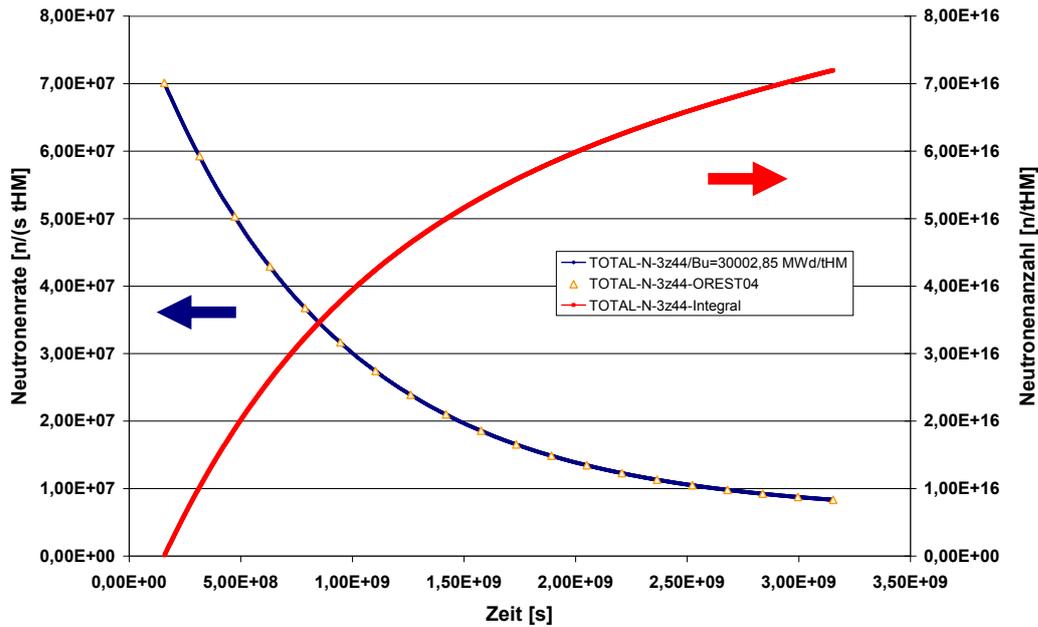
Bei höheren Abbrandzuständen wird die Summenneutronenrate praktisch ausschließlich durch die freigesetzten Neutronen des Nuklids  $^{244}\text{Cm}$  dominiert, die sich ebenfalls auf  $(\alpha, n)$ -Reaktionen, aber auch auf Neutronen aus der Spontanspaltung von  $^{244}\text{Cm}$  zurückführen lassen (siehe Abb. A2-18).



**Abb. A2-18:** Verläufe der Partialneutronenraten verschiedener Nuklide sowie die zugehörige Summenneutronenrate; Abbrand 50.004,75 MWd/tHM,  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$

Bei höheren Entladeabbränden ist ein lokales Maximum beim Zeitverlauf der Summenneutronenrate nicht mehr zu verzeichnen (siehe Abb. A2-19).

Mit Blick auf die Bewertung des Einflusses der  $^{235}\text{U}$ -Anfangsanreicherung auf die integrale Neutronenbelastung ist festzuhalten, dass die Belastung durch Neutronen bei vergleichbaren Abbränden abnimmt, wenn der Brennstoff durch einen höheren  $^{235}\text{U}$ -Anreicherungsgrad gekennzeichnet ist. Jedoch wird dieser Effekt abermals sehr schnell überkompensiert, sobald höhere Endabbrände erreicht werden.



**Abb. A2-19:** Verlauf der Neutronenrate sowie der insgesamt abgegebenen Neutronen innerhalb eines Zeitraumes von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 30.000,85 MWd/tHM

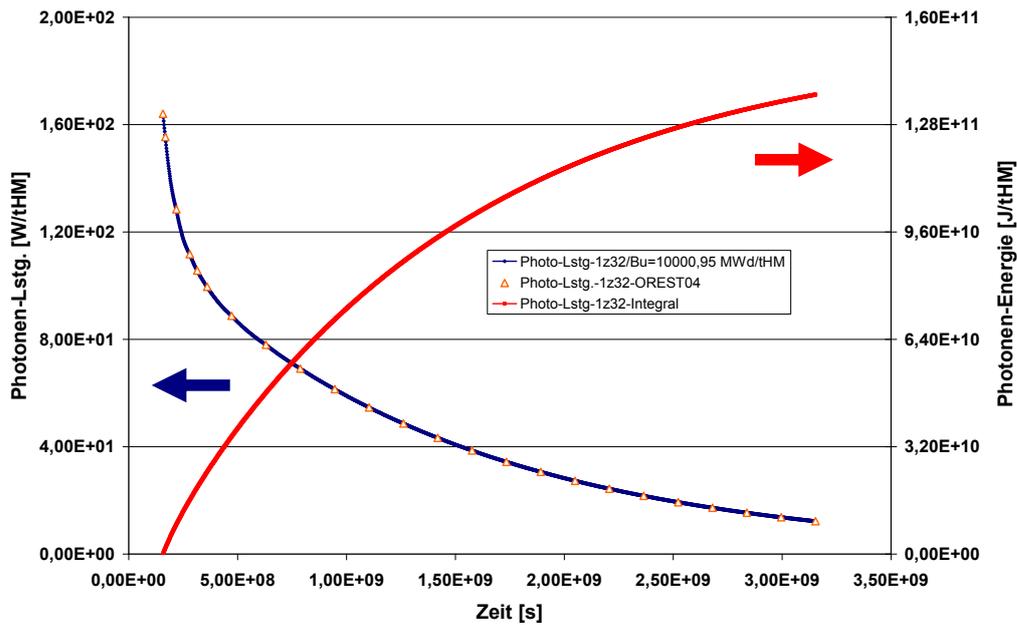
### A2.3.4 Photonen-Energiebelastung

Die Bewertung der über einen Zeitraum von 95 Jahren abgestrahlten Photonenenergie erfolgte auf der Basis des von OREST bestimmten zeitlichen Verlaufs der Photonenleistung. Die ermittelten Ergebnisse gibt die Tab. A2-4 wieder.

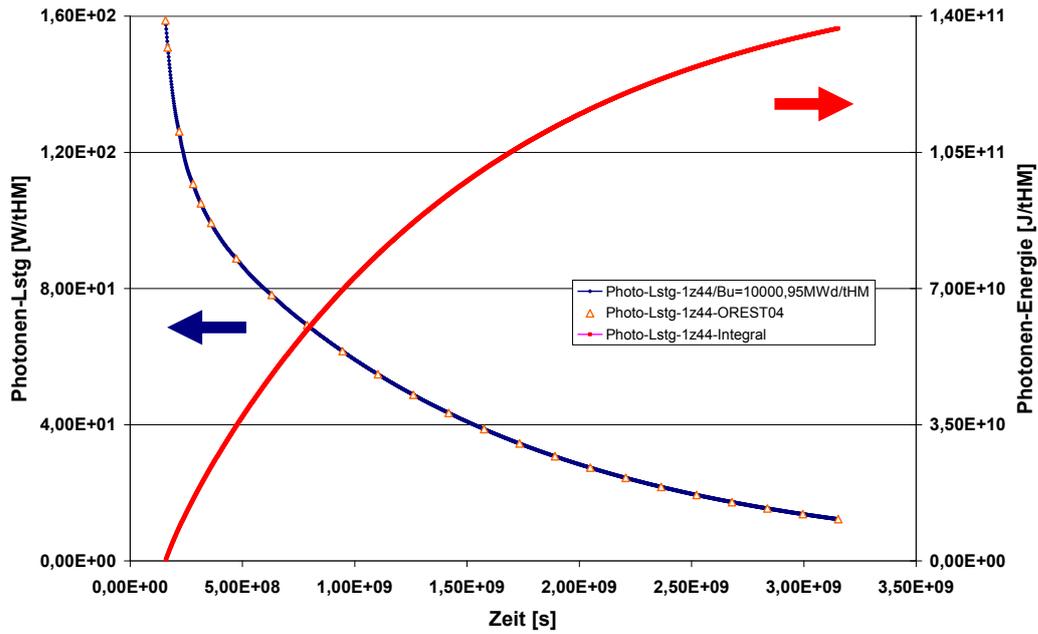
**Tab. A2-4:** Abgestrahlte Photonen-Energien

Abbrand [MWd/tHM]	Abgestrahlte Photonen-Gesamtenergie (5 - 100 Jahre nach Brennstoffentladung) [J/tHM]	
	$r = 3,2$ Gew.-% $^{235}\text{U}$	$r = 4,4$ Gew.-% $^{235}\text{U}$
10.000,95	1,37E11	1,37E11
30.002,85	4,16E11	4,15E11
50.004,75	---	6,89E11

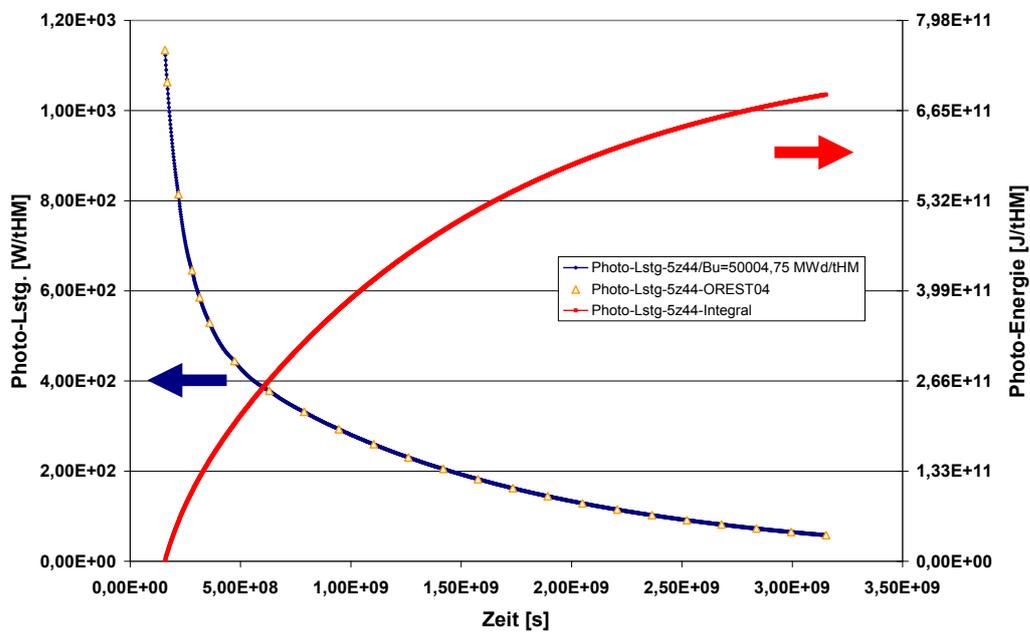
Wie der Tabelle zu entnehmen ist, wirkt sich der  $^{235}\text{U}$ -Anfangsanreicherungsgrad praktisch nicht auf die Höhe der abgestrahlten Photonenenergie bei gleichem Abbrand aus (für höhere Anreicherungsgrade wurden geringfügig geringere Werte bestimmt). Den wesentlichen Einfluss auf die abgestrahlte Photonenenergie übt abermals der erzielte Endabbrand aus. Der zeitliche Verlauf der Photonen-Leistung ist sowohl für geringe als auch für höhere Abbrände durch eine abfallende Charakteristik gekennzeichnet (siehe Abb. A2-20 bis A2-22).



**Abb. A2-20:** Verlauf der Photonenleistung sowie der abgestrahlten Photonenenergie für einen Zeitraum von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 10.000,95 MWd/tHM



**Abb. A2-21:** Verlauf der Photonenleistung sowie der abgestrahlten Photonenenergie für einen Zeitraum von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 10.000,95 MWd/tHM



**Abb. A2-22:** Verlauf der Photonenleistung sowie der abgestrahlten Photonenenergie für einen Zeitraum von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 50.004,75 MWd/tHM

### A2.3.5 Photonenbelastung

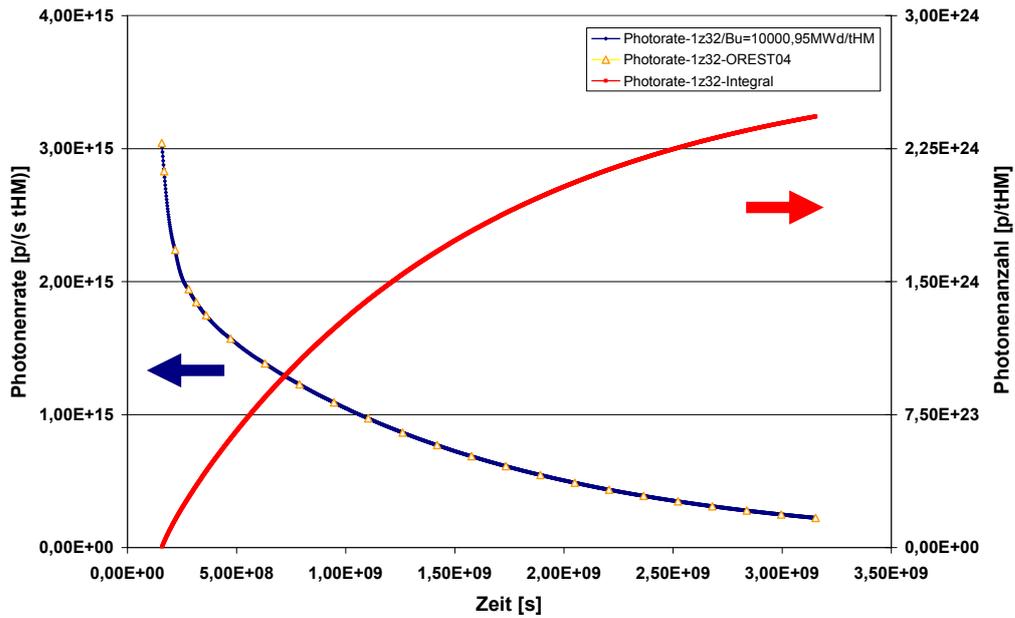
Ausgehend von den von OREST bestimmten Photonenraten wurden die integralen Werte der über den relevanten Zeitraum insgesamt abgegebenen Photonen ermittelt. Die Ergebnisse sind in Tab. A2-5 wiedergegeben.

**Tab. A2-5:** Gesamtzahl der freigesetzten Photonen

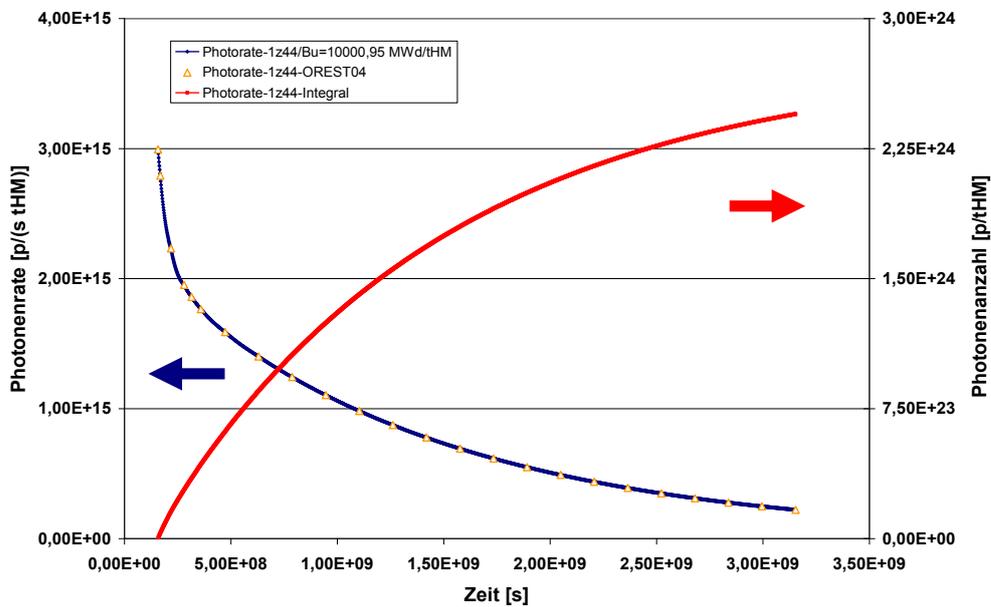
Abbrand [MWd/tHM]	Anzahl der insgesamt freigesetzten Photonen (5 - 100 Jahre nach Brennstoffentladung) [p/tHM]	
	r = 3,2 Gew.-% <sup>235</sup> U	r = 4,4 Gew.-% <sup>235</sup> U
10.000,95	2,43E24	2,45E24
30.002,85	7,00E24	7,13E24
50.004,75	---	1,14E25

Interessant ist hier, dass die Anzahl der abgegebenen Photonen im Falle des Brennstoffs höherer Anreicherung im Vergleich zum Brennstoff geringerer Anreicherung leicht erhöht ist, obwohl die vom Brennstoff höherer Anreicherung insgesamt abgestrahlte Photonenenergie geringfügig niedriger ist, sofern vergleichbare Abbrände vorausgesetzt werden (siehe Kapitel A2.3.4).

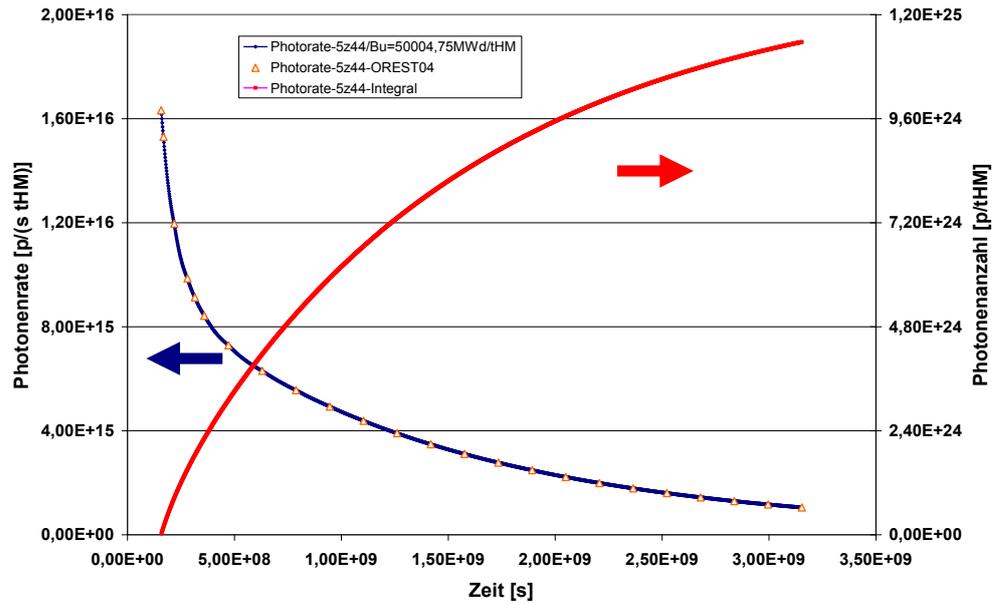
Die grundsätzlichen Zeitverläufe der Photonenraten bzw. der jeweiligen Integralkurven bieten im Vergleich zum Kapitel A2.3.4 keine neuen Erkenntnisse; die entsprechenden Beispiele werden hier jedoch aus Vollständigkeitsgründen wiederum zur Verfügung gestellt (siehe Abb. A2-23 bis A2-25).



**Abb. A2-23:** Verlauf der Photonenrate sowie der insgesamt abgegebenen Photonen innerhalb eines Zeitraumes von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 10.000,95 MWd/tHM



**Abb. A2-24:** Verlauf der Photonenrate sowie der insgesamt abgegebenen Photonen innerhalb eines Zeitraumes von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 10.000,95 MWd/tHM



**Abb. A2-25:** Verlauf der Photonenrate sowie der insgesamt abgegebenen Photonen innerhalb eines Zeitraumes von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 50.004,75 MWd/tHM

### A2.3.6 Belastung durch thermische Energie

Die für den Untersuchungszeitraum relevanten integralen Werte der thermischen Leistung sind in der Tab. A 2-6 wiedergegeben.

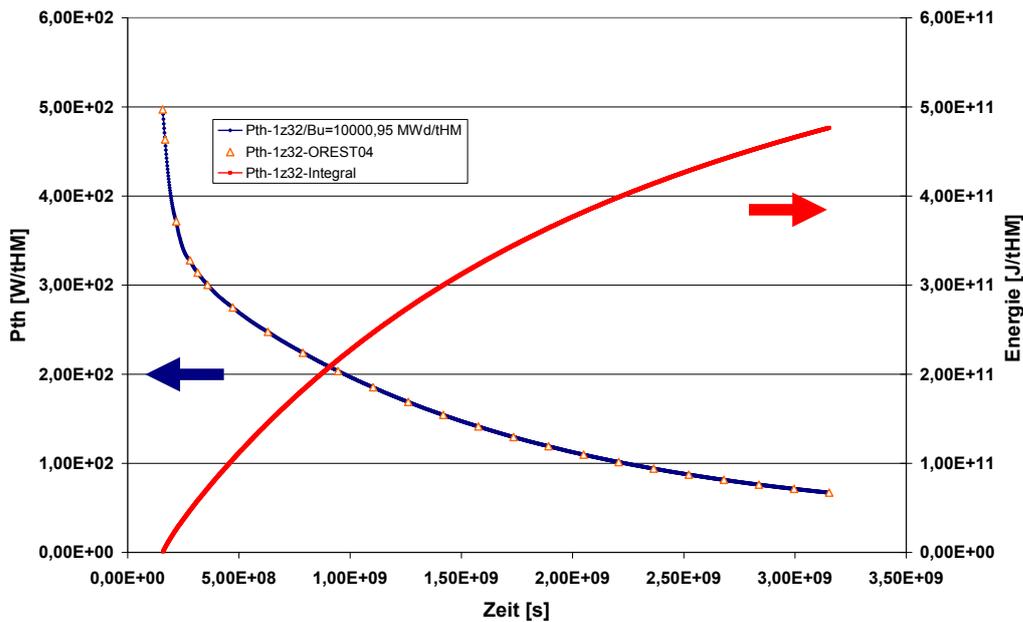
**Tab. A2-6:** Abgestrahlte thermische Energien

Abbrand [MWd/tHM]	Abgestrahlte Gesamtenergie (5 - 100 Jahre nach Brennstoffentladung) [J/tHM]	
	$r = 3,2$ Gew.-% $^{235}\text{U}$	$r = 4,4$ Gew.-% $^{235}\text{U}$
10.000,95	4,76E11	4,61E11
30.002,85	1,61E12	1,58E12
50.004,75	---	2,82E12

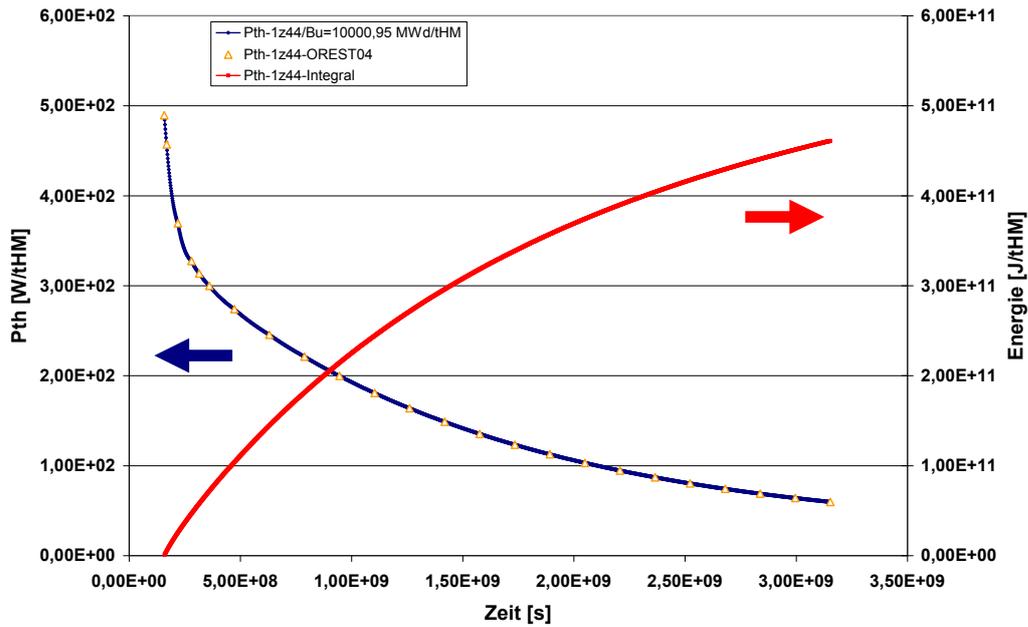
Wie der Tabelle zu entnehmen ist, fällt die thermische Energiefreisetzung bei vergleichbarem Abbrand für Brennstoff mit höherer  $^{235}\text{U}$ -Anfangsanreicherung etwas geringer als für Brennstoff mit geringerer  $^{235}\text{U}$ -Anreicherung aus. Der wesentliche Einflusspara-

meter ist aber auch hier der erreichte Endabbrand. Die Rechenbeispiele bestätigen erwartungsgemäß, dass die thermische Leistung über der Zeit abnimmt (siehe Tabellen A-7.1 bis A-7.4 im Appendix A sowie Diagramme B-7.1 und B-7.2 im Appendix B).

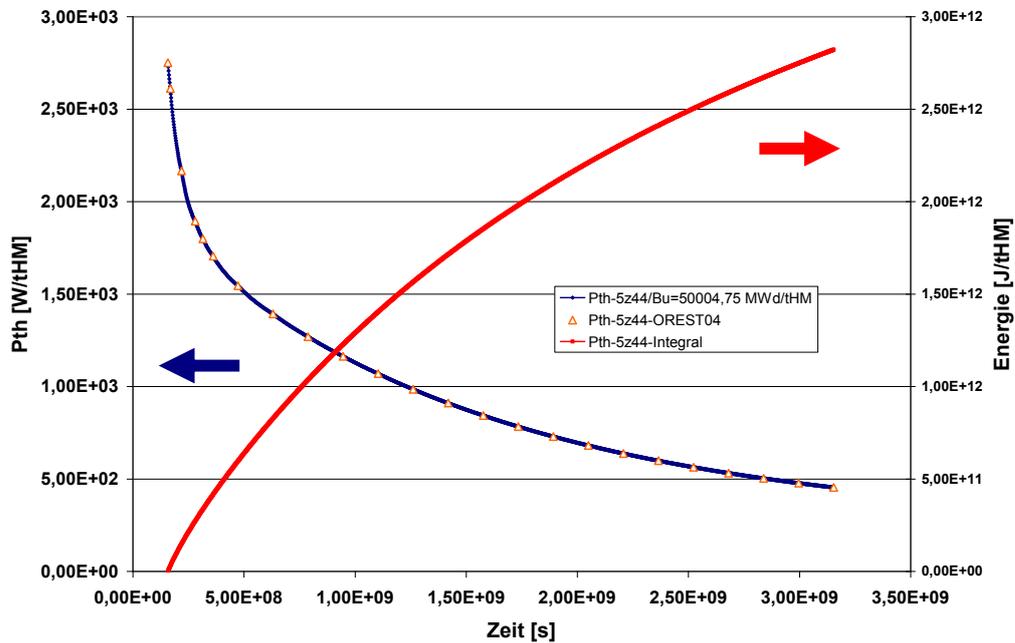
Die Abb. A2-26 bis A2-28 zeigen die Zeitverläufe der thermischen Leistung sowie die zeitliche Entwicklung des Leistungsintegrals – also der abgegebenen Energie über der Zeit – für ausgewählte Beispiele.



**Abb. A2-26:** Verlauf der thermischen Leistung sowie der abgestrahlten thermischen Energie für einen Zeitraum von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 10.000,95 MWd/tHM



**Abb. A2-27:** Verlauf der thermischen Leistung sowie der abgestrahlten thermischen Energie für einen Zeitraum von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 10.000,95 MWd/tHM



**Abb. A2-28:** Verlauf der thermischen Leistung sowie der abgestrahlten thermischen Energie für einen Zeitraum von 5 bis 100 Jahren nach Brennstoffentladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Abbrand von 50.0004,75 MWd/tHM

## A2.4 Zusammenfassung

Auf der Grundlage der durchgeführten Untersuchungen konnte ein Einfluss der variierten Parameter –  $^{235}\text{U}$ -Anfangsanreicherungsgrad sowie der jeweils erzielte Entnahmeabbrand bzw. die Brennstoffeinsatzdauer – auf die daraus resultierenden integralen Behälterbelastungen klar nachgewiesen werden.

Mit Blick auf die  $^{235}\text{U}$ -Anfangsanreicherung ergibt sich hinsichtlich der resultierenden (integralen) Belastung kein einheitliches Bild. So ist z.B. – bei vergleichbaren Abbrandverhältnissen – die  $\alpha$ -Energiebelastung für höhere  $^{235}\text{U}$ -Anreicherungen geringer als für Brennstoffe mit einer vergleichsweise niedrigeren  $^{235}\text{U}$ -Anreicherung. Betrachtet man hingegen die Energiebelastung durch  $\beta$ -Strahlung, kehrt sich das Bild um. Insgesamt ist der Einfluss der  $^{235}\text{U}$ -Anfangsanreicherung jedoch eher gering. Die wesentliche Einflussgröße auf die resultierenden Belastungseffekte, die durch bestrahlte Brennstoffe hervorgerufen werden, ist der erzielte Endabbrand bzw. die Einsatzdauer des Brennstoffs im Reaktor. In der Praxis ist davon auszugehen, dass sich die Brennstoffeinsatzdauer im Reaktor für höhere  $^{235}\text{U}$ -Anfangsanreicherungen verlängert. Dementsprechend erhöhen sich auch die resultierenden Belastungen der Zwischenlager-Behälter infolge der Einlagerung von Brennstoff mit höheren Entnahmeabbränden.

Im Hinblick auf die grundsätzlichen Zeitverläufe der  $\alpha$ -Leistung sowie der Neutronenraten konnte ebenfalls eine Abhängigkeit vom Entnahmeabbrand aufgezeigt werden; für relativ geringe Abbrände streben in beiden Fällen die Zeitverläufe nach der Brennstoffentnahme zunächst einem lokalen Maximum zu, bevor sie wieder durch eine stetig abfallende Charakteristik gekennzeichnet sind.

Abschließend sei noch einmal vermerkt, dass die vorliegende Untersuchung ausschließlich für verunreinigungsfreien  $\text{UO}_2$ -Brennstoff durchgeführt wurde; vergleichbare Untersuchungen, die auf die Bewertung des Belastungseinflusses aktivierter Brennstoffverunreinigungen bzw. anderer Brennstoffzusammensetzungen (z.B. MOX) abzielen, wären daher erstrebenswert.

## **A2.5 Referenzen**

- /HES 86/ U. Hesse, W. Denk und H. Deitenbeck:  
OREST – eine direkte Kopplung von HAMMER und ORIGEN zur Abbrand-  
simulation von LWR-Brennstoffen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktor-  
sicherheit (GRS) mbH, GRS-A-63, November 1986. ISBN 3-923875-12-6
- /HES 92/ U. Hesse und U. Quade:  
Optimierung von Verfahren zur Berechnung der Ortsdosisleistung von Plu-  
tonium und plutoniumhaltigen Brennelementen. Gesellschaft für Anlagen-  
und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-1969, September 1992
- /HES 05/ U. Hesse, J. Sieberer, K. Hummelsheim, E. Moser und S. Langenbuch:  
OREST-V04 – User Instruction. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktor-  
sicherheit (GRS) mbH, September 2005

## Appendix A – Tabellen

**Tab. A-1.1:**  $\alpha$ -Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedene Endabbrände

Zeit [Jahre]	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)
Discharge	44,17	473,1	1515	2899
1,00E+01	23,95	78,89	173,6	333,3
2,00E+01	29,36	95,18	190,7	329,3
3,00E+01	32,46	104,1	198,3	320,6
4,00E+01	34,14	108,6	200,3	310
5,00E+01	34,96	110,3	199,2	298,9
6,00E+01	35,26	110,5	196,4	287,9
7,00E+01	35,24	109,7	192,6	277,5
8,00E+01	35,03	108,4	188,4	267,8
9,00E+01	34,71	106,7	184	258,8
1,00E+02	34,33	105	179,7	250,4

**Tab. A-1.2:**  $\alpha$ -Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,6$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedene Endabbrände

Zeit [Jahre]	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=50004,75 MWd/tHM)
Discharge	37,67	407,2	1359	2702	4111
1,00E+01	22,08	73,64	161,6	307,3	533
2,00E+01	26,86	89,11	180,1	310,4	493,4
3,00E+01	29,59	97,62	188,9	306,6	458,6
4,00E+01	31,08	101,9	191,8	299,4	428,5
5,00E+01	31,79	103,6	191,4	290,6	402,6
6,00E+01	32,05	103,8	189,1	281,4	380,4
7,00E+01	32,02	103,1	185,8	272,2	361,1
8,00E+01	31,83	101,9	181,9	263,3	344,2
9,00E+01	31,54	100,4	177,9	254,9	329,3
1,00E+02	31,2	98,74	173,8	246,9	316

**Tab. A-1.3:**  $\alpha$ -Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 4,0$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedene Endabbrände

Zeit [Jahre]	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=50004,75 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=60005,70 MWd/tHM)
Discharge	32,73	353,7	1221	2509	3931	5253
1,00E+01	20,52	69,12	151,6	285,9	492,9	786,1
2,00E+01	24,77	83,74	170,8	294,2	466,1	694,4
3,00E+01	27,2	91,8	180,2	294,1	440	622,1
4,00E+01	28,52	95,88	183,8	289,4	415,9	564,7
5,00E+01	29,16	97,54	183,8	282,5	394,1	518,7
6,00E+01	29,38	97,75	182	274,6	374,6	481,3
7,00E+01	29,35	97,11	179	266,4	357,2	450,4
8,00E+01	29,17	95,99	175,4	258,2	341,6	424,4
9,00E+01	28,91	94,59	171,6	250,3	327,6	402,2
1,00E+02	28,6	93,05	167,8	242,8	315	382,9

**Tab. A-1.4:**  $\alpha$ -Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedene Endabbrände

Zeit [Jahre]	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=50004,75 MWd/tHM)	Alpha-Lstg. [W/tHM] (Bu=60005,70 MWd/tHM)
Discharge	28,9	309,9	1100	2327	3743	5112
1,00E+01	19,2	65,17	143	267,8	458,9	730,9
2,00E+01	23,01	78,96	162,6	280	442,4	658,1
3,00E+01	25,19	86,57	172,3	282,7	423,3	598,7
4,00E+01	26,36	90,43	176,2	280,1	404	550
5,00E+01	26,93	92,01	176,6	274,6	385,6	509,8
6,00E+01	27,12	92,23	175	267,7	368,4	476,3
7,00E+01	27,09	91,64	172,3	260,3	352,7	448,1
8,00E+01	26,92	90,59	169,1	252,7	338,2	423,9
9,00E+01	26,68	89,28	165,5	245,3	325,1	402,9
1,00E+02	26,39	87,84	161,8	238,2	312,9	384,3

**Tab. A-2.1:**  $\beta$ -Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedene Endabbrände

Zeit [Jahre]	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)
Discharge	1,13E+06	1,11E+06	1,10E+06	1,09E+06
1,00E+01	186,4	343,4	477,6	592,9
2,00E+01	141,5	260,1	360,9	447
3,00E+01	110,7	203,3	281,9	349
4,00E+01	86,79	159,4	220,9	273,6
5,00E+01	68,16	125,1	173,4	214,7
6,00E+01	53,57	98,3	136,3	168,8
7,00E+01	42,12	77,29	107,1	132,7
8,00E+01	33,13	60,79	84,29	104,4
9,00E+01	26,07	47,83	66,32	82,17
1,00E+02	20,52	37,65	52,21	64,69

**Tab. A-2.2:**  $\beta$ -Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,6$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedene Endabbrände

Zeit [Jahre]	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=50004,75 MWd/tHM)
Discharge	1,13E+06	1,11E+06	1,10E+06	1,09E+06	1,09E+06
1,00E+01	188,6	349,9	489,5	610,4	715,3
2,00E+01	143,3	265,4	370,5	461,2	539,4
3,00E+01	112,1	207,4	289,5	360,1	421,2
4,00E+01	87,92	162,6	226,9	282,2	330,1
5,00E+01	69,05	127,7	178,1	221,6	259,1
6,00E+01	54,26	100,3	139,9	174,1	203,6
7,00E+01	42,67	78,89	110	136,9	160,2
8,00E+01	33,57	62,05	86,55	107,7	126
9,00E+01	26,41	48,82	68,1	84,76	99,19
1,00E+02	20,79	38,42	53,6	66,72	78,1

**Tab. A-2.3:**  $\beta$ -Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 4,0$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedene Endabbrände

Zeit [Jahre]	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=50004,75 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=60005,70 MWd/tHM)
Discharge	1,13E+06	1,11E+06	1,10E+06	1,09E+06	1,09E+06	1,09E+06
1,00E+01	190,4	355,3	499,6	625,7	735,6	831,8
2,00E+01	144,8	269,8	378,7	473,4	555,7	627,4
3,00E+01	113,2	210,9	295,9	369,8	433,9	489,9
4,00E+01	88,83	165,4	231,9	289,8	340,1	383,9
5,00E+01	69,76	129,8	182,1	227,5	267	301,4
6,00E+01	54,83	102	143,1	178,7	209,8	236,9
7,00E+01	43,12	80,21	112,5	140,5	165	186,3
8,00E+01	33,92	63,09	88,47	110,6	129,8	146,6
9,00E+01	26,69	49,64	69,61	87	102,2	115,4
1,00E+02	21,01	39,07	54,79	68,49	80,42	90,88

**Tab. A-2.4:**  $\beta$ -Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedene Endabbrände

Zeit [Jahre]	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=50004,75 MWd/tHM)	Beta-Lstg. [W/tHM] (Bu=60005,70 MWd/tHM)
Discharge	1,14E+06	1,12E+06	1,11E+06	1,10E+06	1,09E+06	1,09E+06
1,00E+01	191,9	359,9	508,1	638,9	753,7	854,4
2,00E+01	146	273,5	385,7	484,2	570,2	645,4
3,00E+01	114,2	213,8	301,4	378,2	445,3	503,9
4,00E+01	89,58	167,7	236,2	296,4	349	395
5,00E+01	70,36	131,6	185,4	232,7	273,9	310,1
6,00E+01	55,3	103,4	145,7	182,8	215,3	243,7
7,00E+01	43,48	81,33	114,6	143,7	169,3	191,6
8,00E+01	34,21	63,97	90,11	113,1	133,2	150,8
9,00E+01	26,92	50,33	70,9	88,97	104,8	118,7
1,00E+02	21,19	39,61	55,8	70,03	82,5	93,45

**Tab. A-3.1:** Aktivität über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedenen Endabbrände

Zeit [Jahre]	Aktivität [Bq/tHM] ( $Bu=10000,95$ MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] ( $Bu=20001,90$ MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] ( $Bu=30002,85$ MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] ( $Bu=40003,80$ MWd/tHM)
Discharge	6,99E+18	7,08E+18	7,20E+18	7,32E+18
1,00E+01	4,43E+15	9,15E+15	1,34E+16	1,72E+16
2,00E+01	3,17E+15	6,52E+15	9,59E+15	1,23E+16
3,00E+01	2,43E+15	4,95E+15	7,26E+15	9,33E+15
4,00E+01	1,89E+15	3,82E+15	5,59E+15	7,18E+15
5,00E+01	1,48E+15	2,97E+15	4,34E+15	5,58E+15
6,00E+01	1,17E+15	2,33E+15	3,40E+15	4,38E+15
7,00E+01	9,21E+14	1,84E+15	2,69E+15	3,46E+15
8,00E+01	7,31E+14	1,46E+15	2,14E+15	2,76E+15
9,00E+01	5,83E+14	1,17E+15	1,71E+15	2,22E+15
1,00E+02	4,68E+14	9,42E+14	1,39E+15	1,79E+15

**Tab. A-3.2:** Aktivität über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,6$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedenen Endabbrände

Zeit [Jahre]	Aktivität [Bq/tHM] ( $Bu=10000,95$ MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] ( $Bu=20001,90$ MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] ( $Bu=30002,85$ MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] ( $Bu=40003,80$ MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] ( $Bu=50004,75$ MWd/tHM)
Discharge	6,94E+18	7,03E+18	7,14E+18	7,26E+18	7,38E+18
1,00E+01	4,40E+15	9,11E+15	1,35E+16	1,73E+16	2,07E+16
2,00E+01	3,15E+15	6,51E+15	9,63E+15	1,24E+16	1,49E+16
3,00E+01	2,42E+15	4,95E+15	7,31E+15	9,43E+15	1,13E+16
4,00E+01	1,89E+15	3,82E+15	5,62E+15	7,26E+15	8,75E+15
5,00E+01	1,48E+15	2,97E+15	4,37E+15	5,65E+15	6,81E+15
6,00E+01	1,16E+15	2,33E+15	3,43E+15	4,43E+15	5,35E+15
7,00E+01	9,20E+14	1,84E+15	2,71E+15	3,50E+15	4,24E+15
8,00E+01	7,31E+14	1,46E+15	2,15E+15	2,79E+15	3,38E+15
9,00E+01	5,83E+14	1,17E+15	1,73E+15	2,24E+15	2,71E+15
1,00E+02	4,67E+14	9,42E+14	1,39E+15	1,81E+15	2,20E+15

**Tab. A-3.3:** Aktivität über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 4,0$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedenen Endabbrände

Zeit [Jahre]	Aktivität [Bq/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] (Bu=50004,75 MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] (Bu=60005,70 MWd/tHM)
Discharge	6,91E+18	6,99E+18	7,09E+18	7,20E+18	7,31E+18	7,43E+18
1,00E+01	4,37E+15	9,06E+15	1,35E+16	1,74E+16	2,10E+16	2,41E+16
2,00E+01	3,13E+15	6,49E+15	9,66E+15	1,25E+16	1,51E+16	1,74E+16
3,00E+01	2,42E+15	4,94E+15	7,33E+15	9,51E+15	1,15E+16	1,33E+16
4,00E+01	1,88E+15	3,82E+15	5,65E+15	7,32E+15	8,85E+15	1,03E+16
5,00E+01	1,48E+15	2,98E+15	4,39E+15	5,70E+15	6,89E+15	8,00E+15
6,00E+01	1,16E+15	2,34E+15	3,45E+15	4,47E+15	5,41E+15	6,29E+15
7,00E+01	9,20E+14	1,84E+15	2,72E+15	3,54E+15	4,29E+15	4,99E+15
8,00E+01	7,30E+14	1,47E+15	2,17E+15	2,82E+15	3,42E+15	3,98E+15
9,00E+01	5,82E+14	1,17E+15	1,73E+15	2,26E+15	2,75E+15	3,20E+15
1,00E+02	4,66E+14	9,41E+14	1,40E+15	1,83E+15	2,22E+15	2,59E+15

**Tab. A-3.4:** Aktivität über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedenen Endabbrände

Zeit [Jahre]	Aktivität [Bq/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] (Bu=50004,75 MWd/tHM)	Aktivität [Bq/tHM] (Bu=60005,70 MWd/tHM)
Discharge	6,88E+18	6,95E+18	7,05E+18	7,15E+18	7,26E+18	7,37E+18
1,00E+01	4,35E+15	9,02E+15	1,35E+16	1,75E+16	2,11E+16	2,44E+16
2,00E+01	3,12E+15	6,46E+15	9,67E+15	1,26E+16	1,52E+16	1,76E+16
3,00E+01	2,41E+15	4,93E+15	7,35E+15	9,57E+15	1,16E+16	1,34E+16
4,00E+01	1,88E+15	3,82E+15	5,67E+15	7,38E+15	8,94E+15	1,04E+16
5,00E+01	1,48E+15	2,98E+15	4,41E+15	5,74E+15	6,96E+15	8,10E+15
6,00E+01	1,16E+15	2,34E+15	3,46E+15	4,50E+15	5,47E+15	6,37E+15
7,00E+01	9,19E+14	1,85E+15	2,73E+15	3,56E+15	4,33E+15	5,05E+15
8,00E+01	7,30E+14	1,47E+15	2,17E+15	2,84E+15	3,45E+15	4,03E+15
9,00E+01	5,81E+14	1,17E+15	1,74E+15	2,27E+15	2,77E+15	3,24E+15
1,00E+02	4,65E+14	9,41E+14	1,40E+15	1,84E+15	2,24E+15	2,62E+15

**Tab. A-4.1:** Neutronenrate über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für verschiedene Endabbrände

Zeit [Jahre]	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=40003,80 MWd/tHM)
Discharge	1,578E+16	1,448E+16	1,357E+16	1,290E+16
1,00E+01	1,580E+06	1,906E+07	1,224E+08	4,404E+08
2,00E+01	1,606E+06	1,462E+07	8,645E+07	3,053E+08
3,00E+01	1,608E+06	1,152E+07	6,180E+07	2,130E+08
4,00E+01	1,597E+06	9,370E+06	4,491E+07	1,499E+08
5,00E+01	1,581E+06	7,866E+06	3,332E+07	1,068E+08
6,00E+01	1,563E+06	6,810E+06	2,535E+07	7,727E+07
7,00E+01	1,544E+06	6,065E+06	1,986E+07	5,705E+07
8,00E+01	1,526E+06	5,535E+06	1,607E+07	4,318E+07
9,00E+01	1,508E+06	5,152E+06	1,345E+07	3,365E+07
1,00E+02	1,492E+06	4,873E+06	1,161E+07	2,708E+07

**Tab. A-4.2:** Neutronenrate über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,6$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für verschiedene Endabbrände

Zeit [Jahre]	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=50004,75 MWd/tHM)
Discharge	1,602E+16	1,479E+16	1,390E+16	1,321E+16	1,266E+16
1,00E+01	1,366E+06	1,471E+07	9,435E+07	3,485E+08	9,026E+08
2,00E+01	1,409E+06	1,153E+07	6,713E+07	2,422E+08	6,233E+08
3,00E+01	1,423E+06	9,309E+06	4,846E+07	1,696E+08	4,327E+08
4,00E+01	1,423E+06	7,752E+06	3,564E+07	1,199E+08	3,026E+08
5,00E+01	1,415E+06	6,657E+06	2,683E+07	8,594E+07	2,136E+08
6,00E+01	1,403E+06	5,883E+06	2,076E+07	6,267E+07	1,529E+08
7,00E+01	1,389E+06	5,331E+06	1,657E+07	4,671E+07	1,113E+08
8,00E+01	1,375E+06	4,934E+06	1,367E+07	3,575E+07	8,281E+07
9,00E+01	1,361E+06	4,644E+06	1,165E+07	2,820E+07	6,328E+07
1,00E+02	1,347E+06	4,428E+06	1,023E+07	2,299E+07	4,987E+07

**Tab. A-4.3:** Neutronenrate über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 4,0$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für verschiedene Endabbrände

Zeit [Jahre]	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=50004,75 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=60005,70 MWd/tHM)
Discharge	1,623E+16	1,506E+16	1,419E+16	1,349E+16	1,291E+16	1,246E+16
1,00E+01	1,207E+06	1,168E+07	7,410E+07	2,788E+08	7,405E+08	1,557E+09
2,00E+01	1,258E+06	9,367E+06	5,317E+07	1,944E+08	5,119E+08	1,074E+09
3,00E+01	1,279E+06	7,736E+06	3,879E+07	1,367E+08	3,560E+08	7,446E+08
4,00E+01	1,285E+06	6,585E+06	2,890E+07	9,717E+07	2,494E+08	5,199E+08
5,00E+01	1,282E+06	5,769E+06	2,209E+07	7,013E+07	1,766E+08	3,665E+08
6,00E+01	1,274E+06	5,186E+06	1,739E+07	5,159E+07	1,268E+08	2,617E+08
7,00E+01	1,263E+06	4,767E+06	1,414E+07	3,886E+07	9,267E+07	1,901E+08
8,00E+01	1,251E+06	4,461E+06	1,187E+07	3,011E+07	6,930E+07	1,410E+08
9,00E+01	1,239E+06	4,235E+06	1,029E+07	2,407E+07	5,326E+07	1,075E+08
1,00E+02	1,227E+06	4,064E+06	9,174E+06	1,989E+07	4,223E+07	8,442E+07

**Tab. A-4.4:** Neutronenrate über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für verschiedene Endabbrände

Zeit [Jahre]	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=50004,75 MWd/tHM)	Neutronenrate [n/(s tHM)] (Bu=60005,70 MWd/tHM)
Discharge	1,640E+16	1,528E+16	1,446E+16	1,376E+16	1,317E+16	1,268E+16
1,00E+01	1,084E+06	9,510E+06	5,924E+07	2,256E+08	6,110E+08	1,314E+09
2,00E+01	1,138E+06	7,797E+06	4,290E+07	1,578E+08	4,231E+08	9,069E+08
3,00E+01	1,163E+06	6,579E+06	3,165E+07	1,115E+08	2,947E+08	6,293E+08
4,00E+01	1,172E+06	5,712E+06	2,390E+07	7,977E+07	2,070E+08	4,397E+08
5,00E+01	1,172E+06	5,092E+06	1,856E+07	5,803E+07	1,471E+08	3,102E+08
6,00E+01	1,166E+06	4,645E+06	1,486E+07	4,310E+07	1,060E+08	2,217E+08
7,00E+01	1,158E+06	4,319E+06	1,229E+07	3,285E+07	7,792E+07	1,612E+08
8,00E+01	1,148E+06	4,078E+06	1,049E+07	2,578E+07	5,864E+07	1,198E+08
9,00E+01	1,138E+06	3,897E+06	9,231E+06	2,089E+07	4,538E+07	9,138E+07
1,00E+02	1,127E+06	3,758E+06	8,335E+06	1,750E+07	3,625E+07	7,188E+07

**Tab. A-5.1:** Photonen-Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für verschiedene Abbrände

Zeit [Jahre]	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)
Discharge	1,05E+06	1,02E+06	991700	974700
1,00E+01	105,6	221,6	343,9	468,1
2,00E+01	77,91	155	230,6	304,2
3,00E+01	61,39	121,4	179,6	236
4,00E+01	48,62	95,91	141,6	185,8
5,00E+01	38,56	76	112,1	146,9
6,00E+01	30,61	60,32	88,95	116,5
7,00E+01	24,31	47,93	70,66	92,54
8,00E+01	19,32	38,11	56,2	73,59
9,00E+01	15,36	30,33	44,73	58,57
1,00E+02	12,21	24,15	35,64	46,67

**Tab. A-5.2:** Photonen-Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,6$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für verschiedene Abbrände

Zeit [Jahre]	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=50004,75 MWd/tHM)
Discharge	1,06E+06	1,02E+06	1,00E+06	982800	969200
1,00E+01	105,4	220,7	342,2	466,2	589,2
2,00E+01	77,98	155,2	231	305	376,4
3,00E+01	61,47	121,6	180	236,7	291,3
4,00E+01	48,69	96,08	142	186,4	229,1
5,00E+01	38,61	76,14	112,4	147,4	181,1
6,00E+01	30,65	60,43	89,17	116,9	143,6
7,00E+01	24,34	48,01	70,84	92,83	114
8,00E+01	19,34	38,17	56,33	73,81	90,63
9,00E+01	15,37	30,37	44,83	58,75	72,12
1,00E+02	12,22	24,18	35,71	46,8	57,45

**Tab. A-5.3:** Photonen-Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für r = 4,0 Gew.-% <sup>235</sup>U und für verschiedene Abbrände

Zeit [Jahre]	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=50004,75 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=60005,70 MWd/tHM)
Discharge	1,06E+06	1,03E+06	1,01E+06	989800	975400	965000
1,00E+01	105,2	219,8	340,6	464,1	587,3	707,4
2,00E+01	78,04	155,3	231,3	305,5	377,4	446,6
3,00E+01	61,53	121,7	180,4	237,2	292,1	345
4,00E+01	48,74	96,22	142,3	186,8	229,8	271,2
5,00E+01	38,65	76,25	112,6	147,8	181,7	214,3
6,00E+01	30,68	60,51	89,36	117,2	144	169,8
7,00E+01	24,36	48,07	70,98	93,06	114,3	134,8
8,00E+01	19,35	38,21	56,44	73,99	90,9	107,2
9,00E+01	15,38	30,4	44,91	58,89	72,33	85,29
1,00E+02	12,23	24,2	35,77	46,91	57,62	67,92

**Tab. A-5.4:** Photonen-Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für r = 4,4 Gew.-% <sup>235</sup>U und für verschiedene Abbrände

Zeit [Jahre]	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=50004,75 MWd/tHM)	Photonen-Lstg. [W/tHM] (Bu=60005,70 MWd/tHM)
Discharge	1,07E+06	1,04E+06	1,02E+06	997300	982500	970300
1,00E+01	105	219,1	339,2	462,2	585,2	705,9
2,00E+01	78,09	155,4	231,5	306	378,3	447,9
3,00E+01	61,58	121,9	180,6	237,7	292,9	346,1
4,00E+01	48,78	96,34	142,5	187,2	230,4	272,1
5,00E+01	38,69	76,34	112,8	148,1	182,2	215
6,00E+01	30,7	60,58	89,5	117,4	144,4	170,4
7,00E+01	24,38	48,12	71,09	93,26	114,6	135,2
8,00E+01	19,36	38,25	56,52	74,15	91,13	107,5
9,00E+01	15,39	30,42	44,97	59,01	72,52	85,54
1,00E+02	12,23	24,21	35,81	47	57,76	68,12

**Tab. A-6.1:** Photonenrate über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für verschiedene Endabbrände

Zeit [Jahre]	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=40003,80 MWd/tHM)
Discharge	1,48E+19	1,47E+19	1,46E+19	1,47E+19
1,00E+01	1,84E+15	3,68E+15	5,50E+15	7,26E+15
2,00E+01	1,38E+15	2,68E+15	3,89E+15	5,02E+15
3,00E+01	1,09E+15	2,11E+15	3,06E+15	3,93E+15
4,00E+01	8,64E+14	1,68E+15	2,43E+15	3,12E+15
5,00E+01	6,86E+14	1,34E+15	1,93E+15	2,48E+15
6,00E+01	5,46E+14	1,07E+15	1,55E+15	1,99E+15
7,00E+01	4,35E+14	8,55E+14	1,24E+15	1,60E+15
8,00E+01	3,47E+14	6,87E+14	1,00E+15	1,29E+15
9,00E+01	2,78E+14	5,54E+14	8,09E+14	1,04E+15
1,00E+02	2,23E+14	4,49E+14	6,57E+14	8,44E+14

**Tab. A-6.2:** Photonenrate über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,6$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für verschiedene Endabbrände

Zeit [Jahre]	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=50004,75 MWd/tHM)
Discharge	1,48E+19	1,46E+19	1,46E+19	1,47E+19	1,47E+19
1,00E+01	1,85E+15	3,70E+15	5,53E+15	7,31E+15	9,01E+15
2,00E+01	1,39E+15	2,70E+15	3,93E+15	5,09E+15	6,16E+15
3,00E+01	1,10E+15	2,13E+15	3,09E+15	3,98E+15	4,82E+15
4,00E+01	8,68E+14	1,69E+15	2,45E+15	3,16E+15	3,81E+15
5,00E+01	6,89E+14	1,34E+15	1,95E+15	2,52E+15	3,04E+15
6,00E+01	5,47E+14	1,07E+15	1,56E+15	2,01E+15	2,43E+15
7,00E+01	4,36E+14	8,59E+14	1,25E+15	1,61E+15	1,95E+15
8,00E+01	3,47E+14	6,89E+14	1,01E+15	1,30E+15	1,57E+15
9,00E+01	2,77E+14	5,55E+14	8,14E+14	1,05E+15	1,27E+15
1,00E+02	2,22E+14	4,49E+14	6,61E+14	8,53E+14	1,03E+15

**Tab. A-6.3:** Photonenrate über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für r = 4,0 Gew.-% <sup>235</sup>U und für verschiedene Endabbrände

Zeit [Jahre]	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=50004,75 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=60005,70 MWd/tHM)
Discharge	1,48E+19	1,46E+19	1,46E+19	1,46E+19	1,47E+19	1,47E+19
1,00E+01	1,85E+15	3,71E+15	5,55E+15	7,35E+15	9,07E+15	1,07E+16
2,00E+01	1,40E+15	2,72E+15	3,97E+15	5,14E+15	6,24E+15	7,26E+15
3,00E+01	1,10E+15	2,14E+15	3,12E+15	4,03E+15	4,88E+15	5,67E+15
4,00E+01	8,71E+14	1,70E+15	2,47E+15	3,19E+15	3,86E+15	4,48E+15
5,00E+01	6,91E+14	1,35E+15	1,97E+15	2,54E+15	3,07E+15	3,57E+15
6,00E+01	5,49E+14	1,08E+15	1,57E+15	2,03E+15	2,46E+15	2,85E+15
7,00E+01	4,36E+14	8,62E+14	1,26E+15	1,63E+15	1,97E+15	2,28E+15
8,00E+01	3,48E+14	6,91E+14	1,01E+15	1,31E+15	1,58E+15	1,84E+15
9,00E+01	2,77E+14	5,56E+14	8,18E+14	1,06E+15	1,28E+15	1,48E+15
1,00E+02	2,22E+14	4,49E+14	6,63E+14	8,60E+14	1,04E+15	1,20E+15

**Tab. A-6.4:** Photonenrate über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für r = 4,4 Gew.-% <sup>235</sup>U und für verschiedene Endabbrände

Zeit [Jahre]	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=50004,75 MWd/tHM)	Photonenrate [p/(s tHM)] (Bu=60005,70 MWd/tHM)
Discharge	1,47E+19	1,46E+19	1,46E+19	1,46E+19	1,46E+19	1,47E+19
1,00E+01	1,86E+15	3,72E+15	5,57E+15	7,38E+15	9,12E+15	1,08E+16
2,00E+01	1,40E+15	2,73E+15	4,00E+15	5,19E+15	6,30E+15	7,35E+15
3,00E+01	1,10E+15	2,15E+15	3,14E+15	4,06E+15	4,93E+15	5,73E+15
4,00E+01	8,73E+14	1,71E+15	2,49E+15	3,22E+15	3,90E+15	4,54E+15
5,00E+01	6,92E+14	1,36E+15	1,98E+15	2,57E+15	3,11E+15	3,61E+15
6,00E+01	5,50E+14	1,08E+15	1,58E+15	2,05E+15	2,48E+15	2,88E+15
7,00E+01	4,37E+14	8,64E+14	1,27E+15	1,64E+15	1,99E+15	2,31E+15
8,00E+01	3,48E+14	6,92E+14	1,02E+15	1,32E+15	1,60E+15	1,86E+15
9,00E+01	2,77E+14	5,56E+14	8,21E+14	1,07E+15	1,29E+15	1,50E+15
1,00E+02	2,21E+14	4,48E+14	6,65E+14	8,66E+14	1,05E+15	1,22E+15

**Tab. A-7.1:** Thermische Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für versch. Endabbrände

Zeit [Jahre]	Leistung [W/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)
Discharge	2,04E+06	1,99E+06	1,96E+06	1,94E+06
1,00E+01	313,9	641,8	994,2	1396
2,00E+01	247,4	509,1	782,2	1083
3,00E+01	203,5	427,9	660	907,6
4,00E+01	168,8	363,3	563,3	771,1
5,00E+01	141,2	311,1	485,2	662,1
6,00E+01	119,1	268,9	422	574,5
7,00E+01	101,4	234,8	370,8	503,9
8,00E+01	87,3	207,3	329,3	446,8
9,00E+01	76,01	184,9	295,4	400,4
1,00E+02	66,98	166,8	267,8	362,5

**Tab. A-7.2:** Thermische Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,6$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für versch. Endabbrände

Zeit [Jahre]	Leistung [W/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=50004,75 MWd/tHM)
Discharge	2,04E+06	2,00E+06	1,97E+06	1,95E+06	1,93E+06
1,00E+01	313,8	641,6	991,6	1384	1841
2,00E+01	246,7	508,1	781,1	1078	1413
3,00E+01	202,1	425,5	658,1	904,6	1174
4,00E+01	166,9	359,9	560,6	769,1	990,4
5,00E+01	138,9	307	482	660,6	845,2
6,00E+01	116,5	264,3	418,4	573,3	729,6
7,00E+01	98,73	229,8	366,8	502,7	636,9
8,00E+01	84,52	202	325	445,6	562,3
9,00E+01	73,18	179,5	291	399	501,8
1,00E+02	64,11	161,3	263,3	361	452,6

**Tab. A-7.3:** Thermische Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 4,0$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für versch. Endabbrände

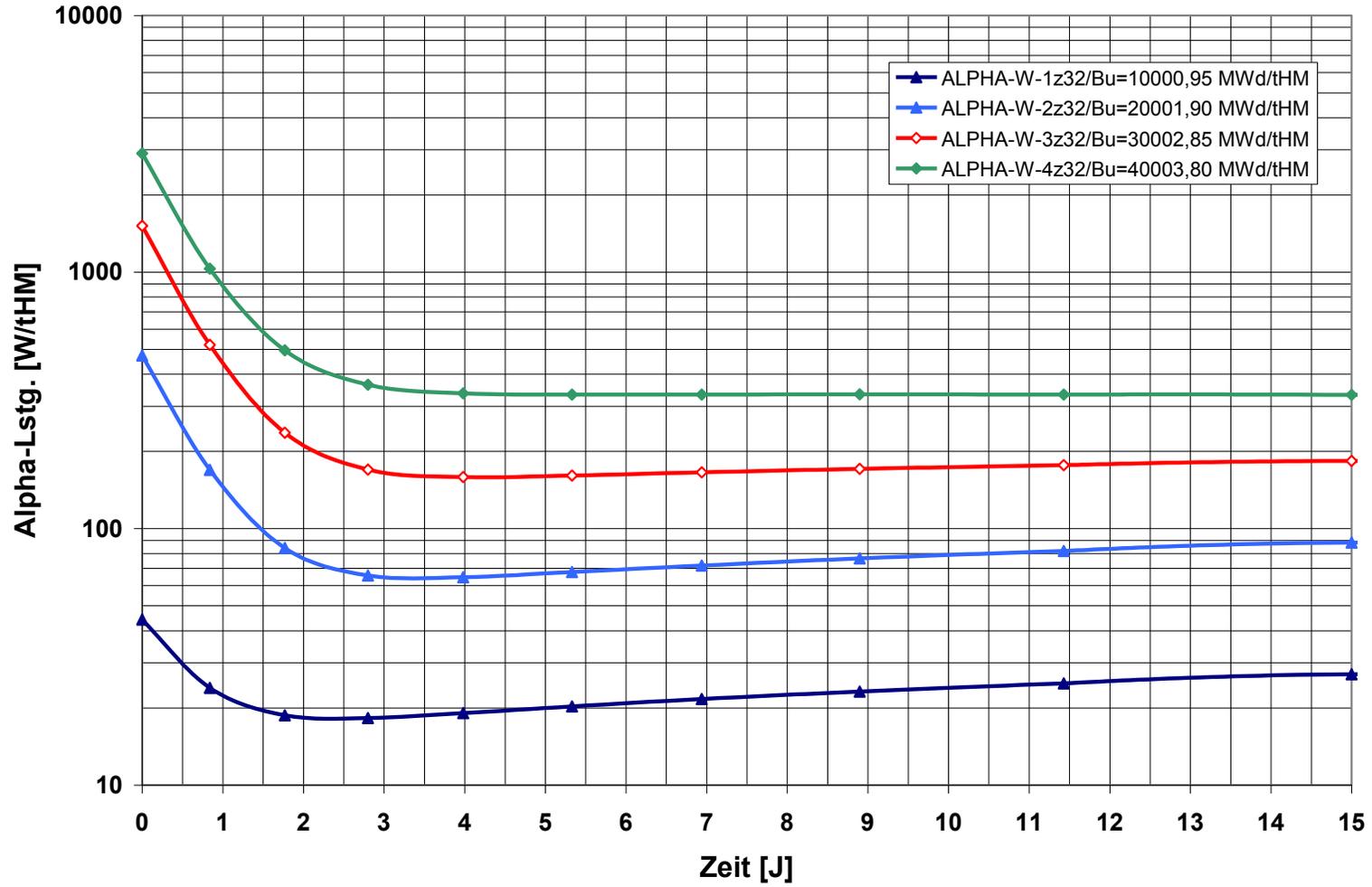
Zeit [Jahre]	Leistung [W/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=50004,75 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=60005,70 MWd/tHM)
Discharge	2,05E+06	2,01E+06	1,98E+06	1,95E+06	1,94E+06	1,93E+06
1,00E+01	313,7	641,3	989,4	1375	1818	2330
2,00E+01	246	507	779,7	1073	1402	1774
3,00E+01	200,8	423,1	655,8	901,5	1168	1461
4,00E+01	165,2	356,5	557,6	766,7	987,7	1224
5,00E+01	136,9	303	478,4	658,4	844,4	1038
6,00E+01	114,4	259,9	414,3	571,2	729,9	890,7
7,00E+01	96,49	225,1	362,5	500,6	637,9	773,8
8,00E+01	82,2	197,1	320,4	443,3	563,5	680,1
9,00E+01	70,81	174,5	286,3	396,7	503,1	604,5
1,00E+02	61,71	156,3	258,5	358,7	453,9	543

**Tab. A-7.4:** Thermische Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für versch. Endabbrände

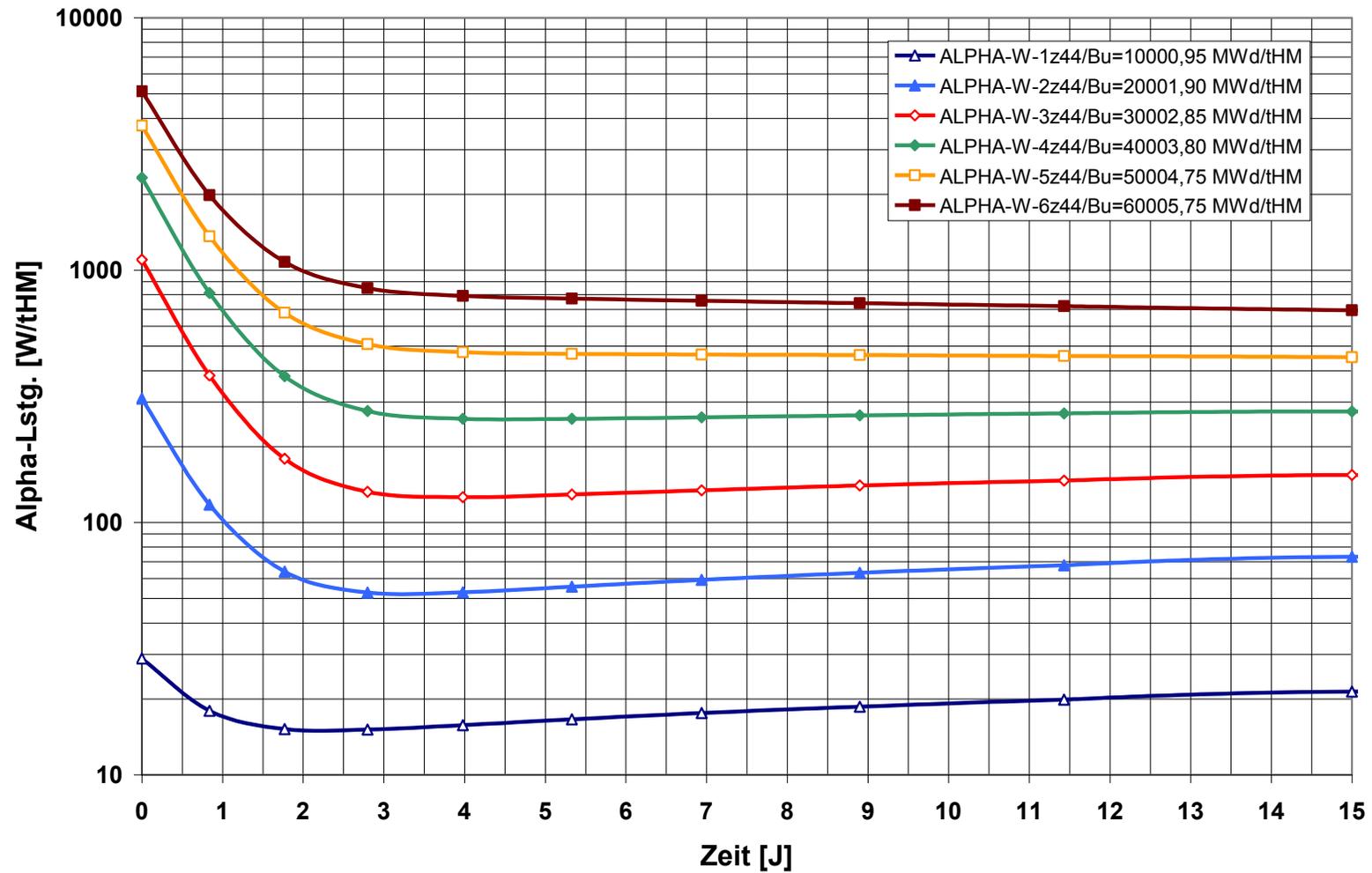
Zeit [Jahre]	Leistung [W/tHM] (Bu=10000,95 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=20001,90 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=30002,85 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=40003,80 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=50004,75 MWd/tHM)	Leistung [W/tHM] (Bu=60005,70 MWd/tHM)
Discharge	2,06E+06	2,01E+06	1,99E+06	1,96E+06	1,95E+06	1,93E+06
1,00E+01	313,6	640,8	987,2	1367	1798	2295
2,00E+01	245,4	505,7	778	1070	1392	1755
3,00E+01	199,7	420,7	653,2	898,4	1163	1452
4,00E+01	163,8	353,3	554,2	763,8	984,8	1220
5,00E+01	135,3	299,2	474,4	655,6	843	1037
6,00E+01	112,6	255,7	410	568,3	729,2	892,6
7,00E+01	94,59	220,7	357,9	497,6	637,6	776,8
8,00E+01	80,23	192,6	315,7	440,3	563,5	683,8
9,00E+01	68,8	169,9	281,4	393,6	503,2	608,4
1,00E+02	59,68	151,6	253,5	355,5	453,9	547,1

## Appendix B – Diagramme

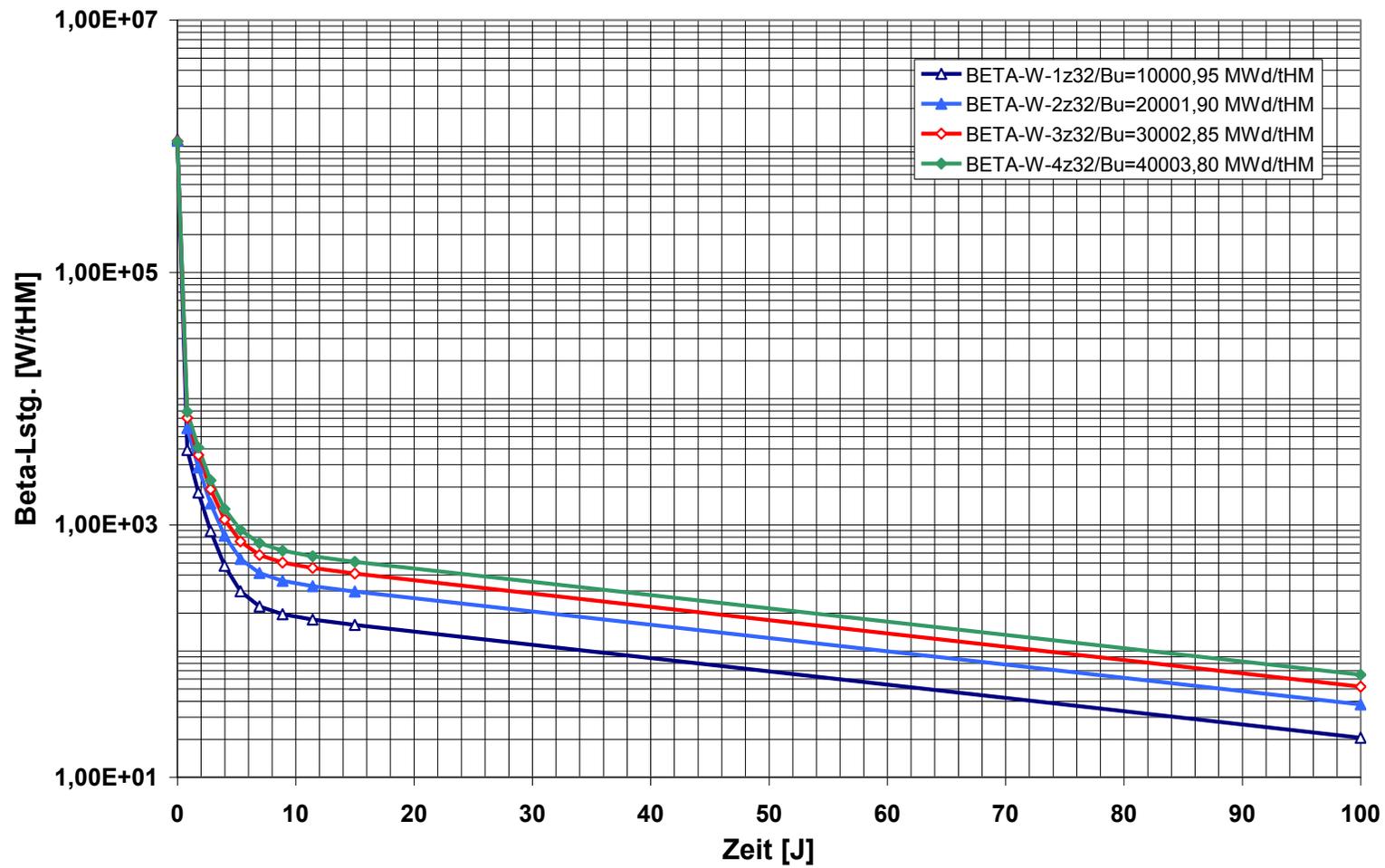
Diag. B-1.1:  $\alpha$ -Leistung über einen Zeitraum von 15 Jahren nach Entladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedene Endabbrände



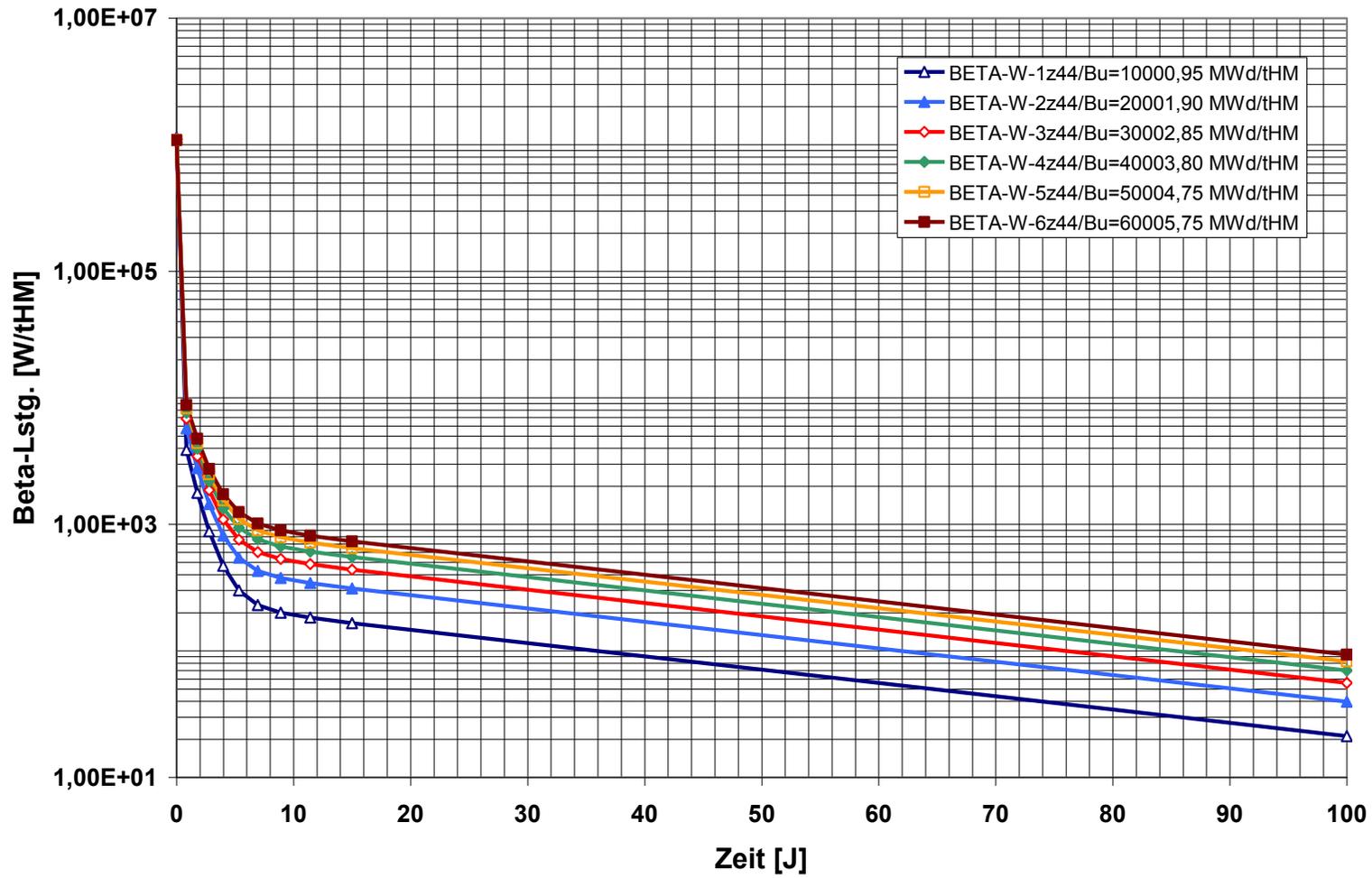
Diag. B-1.2:  $\alpha$ -Leistung über einen Zeitraum von 15 Jahren nach Entladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedene Endabbrände



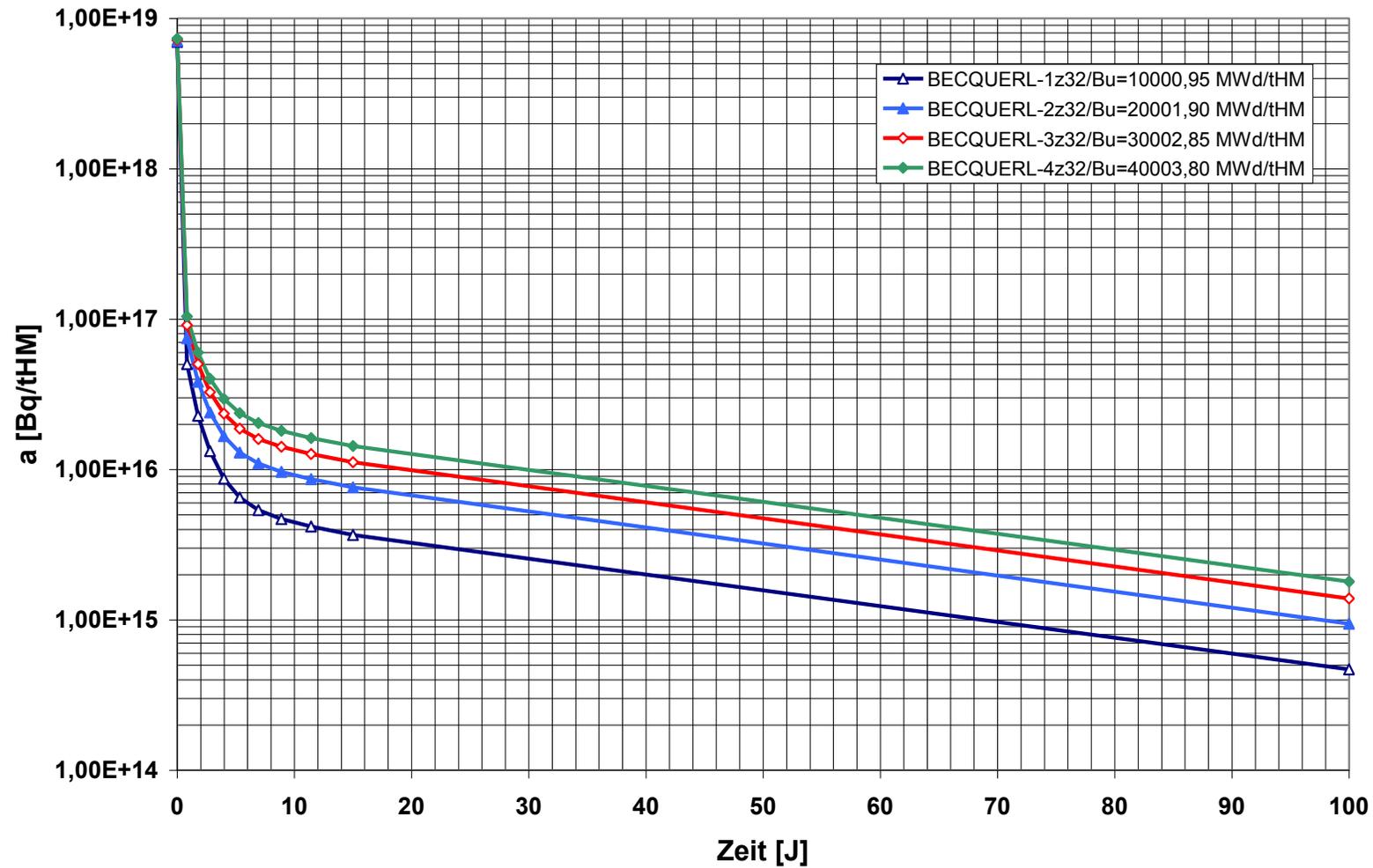
Diag. B-2.1:  $\beta$ -Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedene Endabbrände



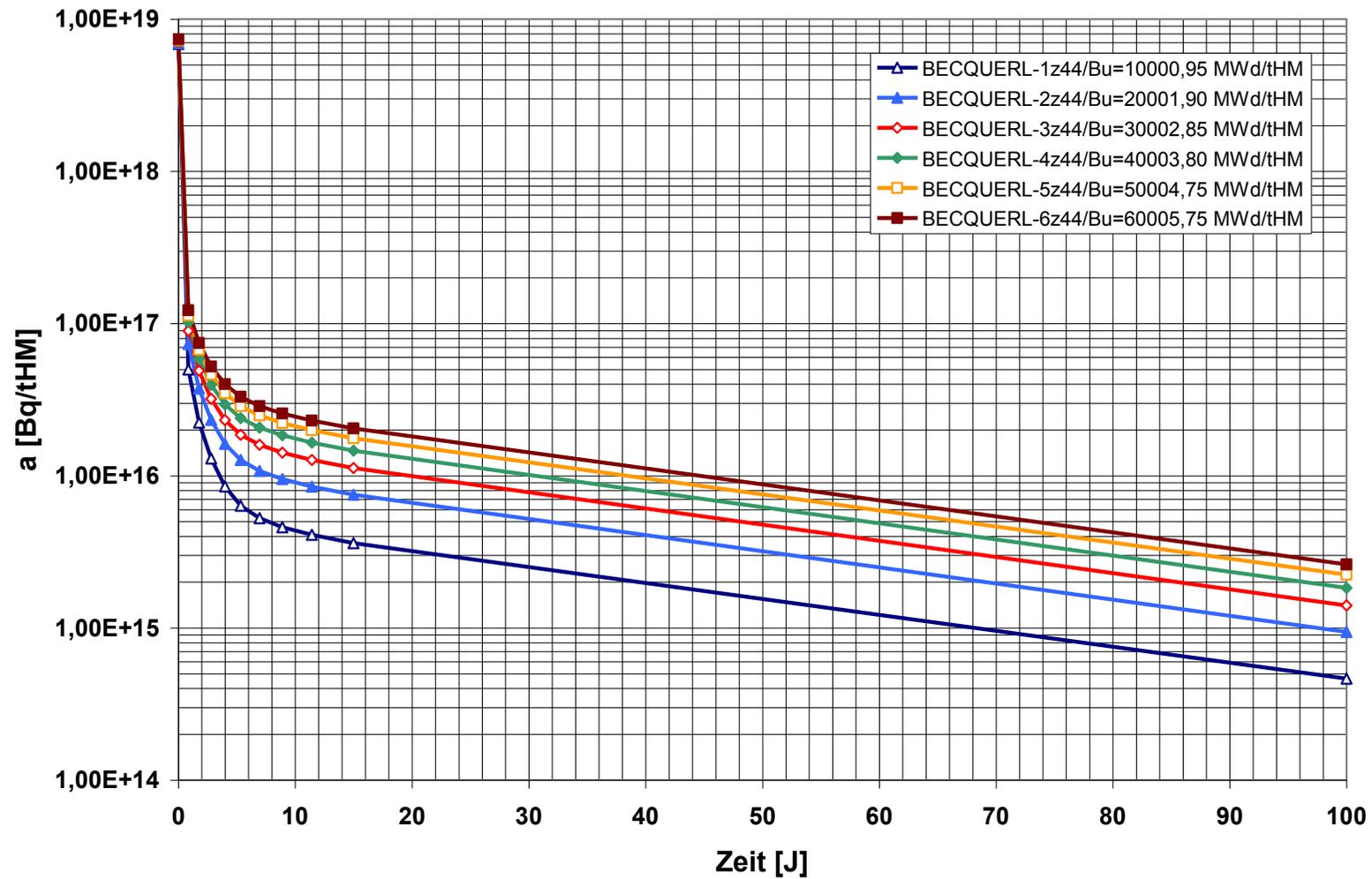
Diag. B-2.2:  $\beta$ -Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedene Endabbrände



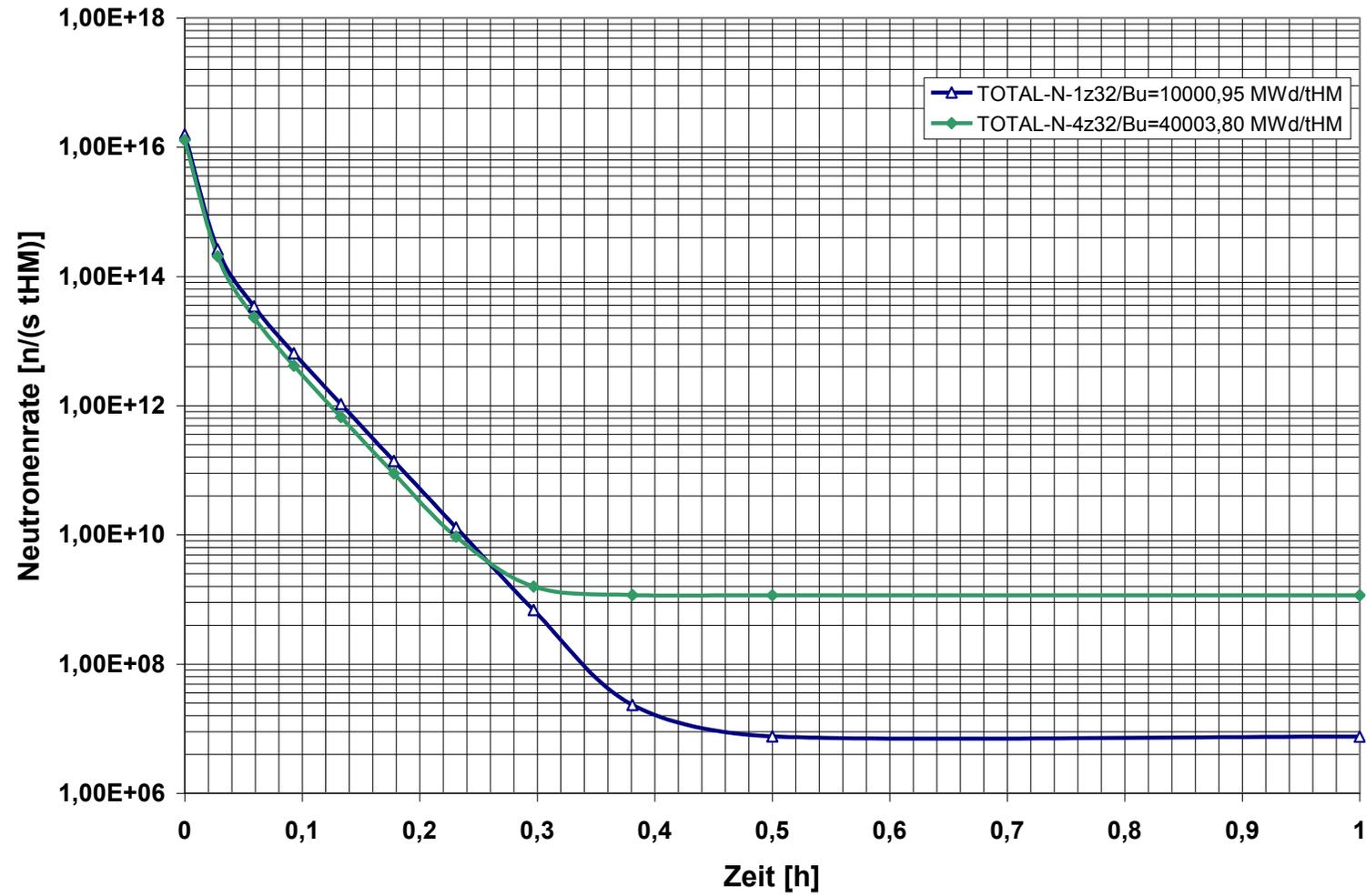
Diag. B-3.1: Aktivität über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedene Endabbrände



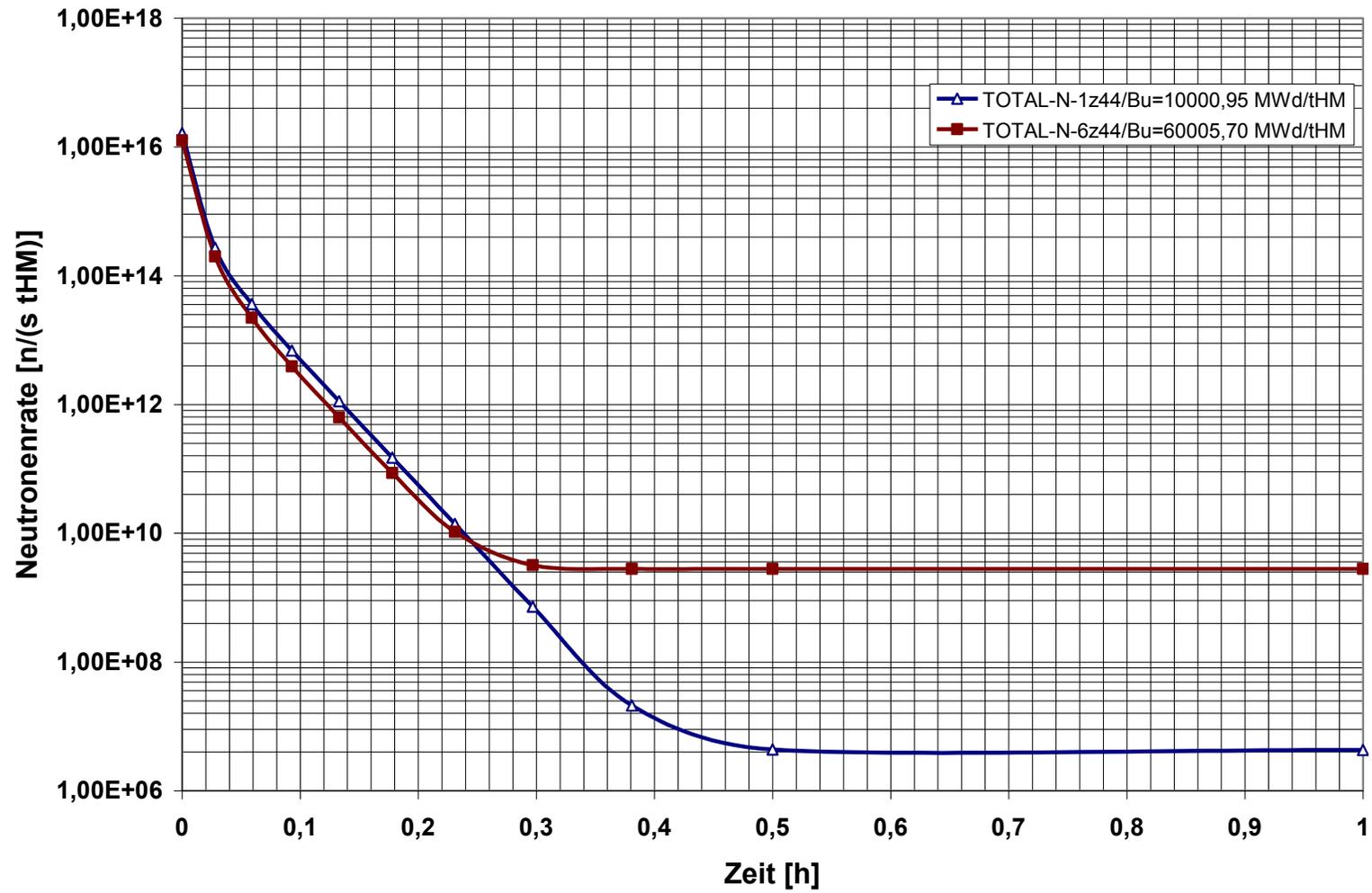
Diag. B-3.2: Aktivität über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  sowie für verschiedene Endabbrände



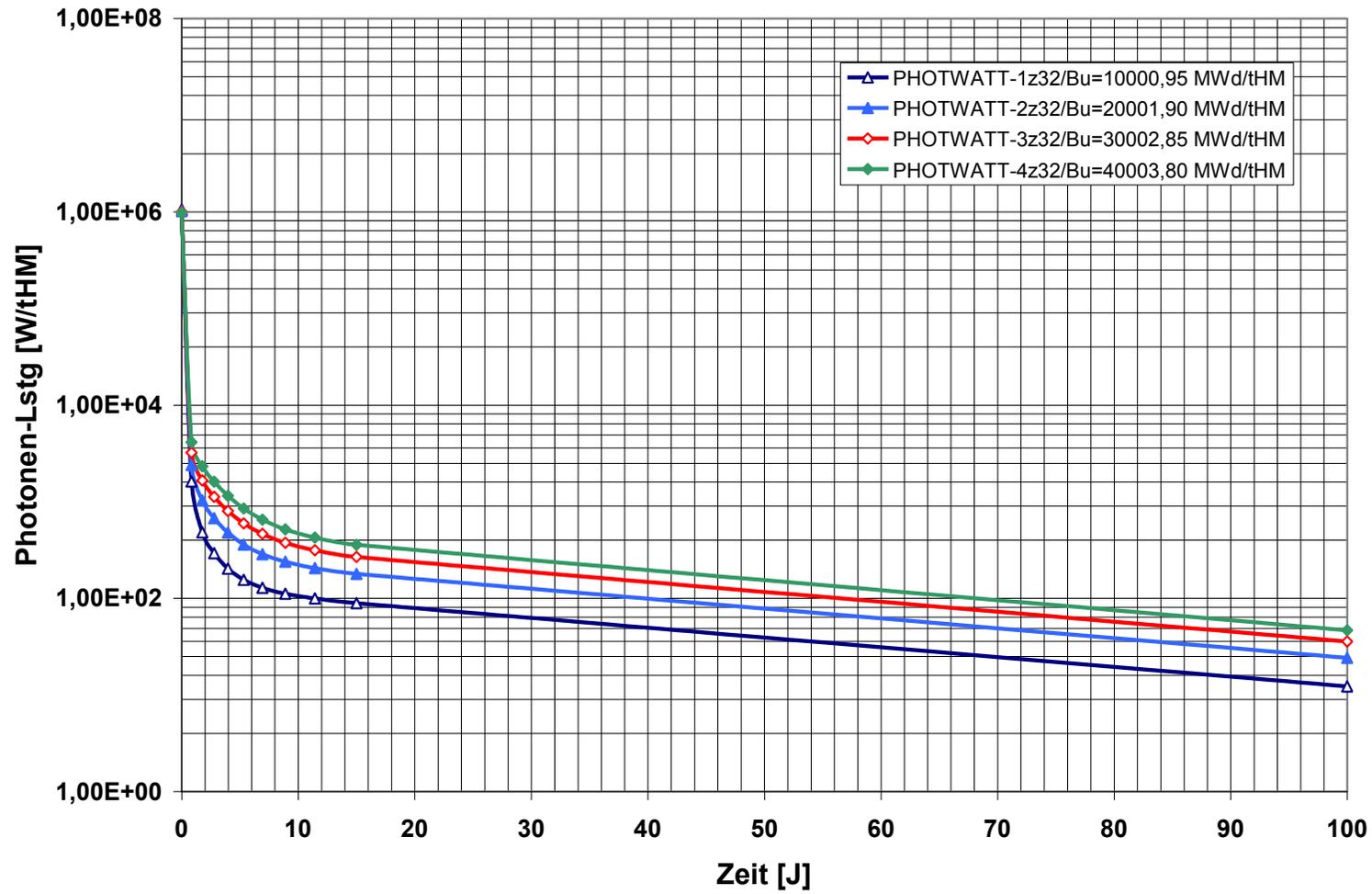
Diag. B-4.1: Zeitlicher Verlauf der Neutronenrate nach Entladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für zwei verschiedene Endabbrände



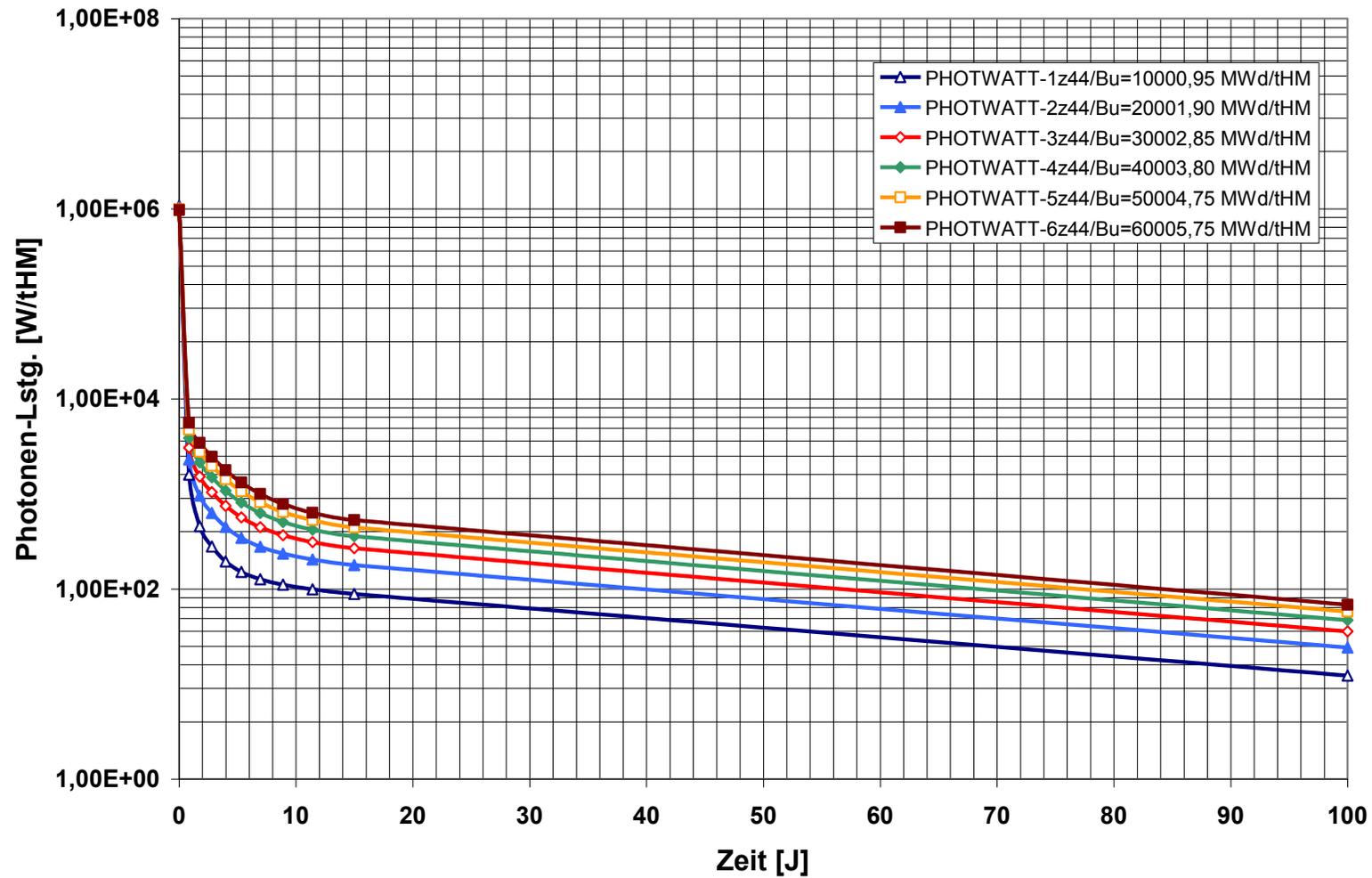
Diag. B-4.2: Zeitlicher Verlauf der Neutronenrate nach Entladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für zwei verschiedene Endabbrände



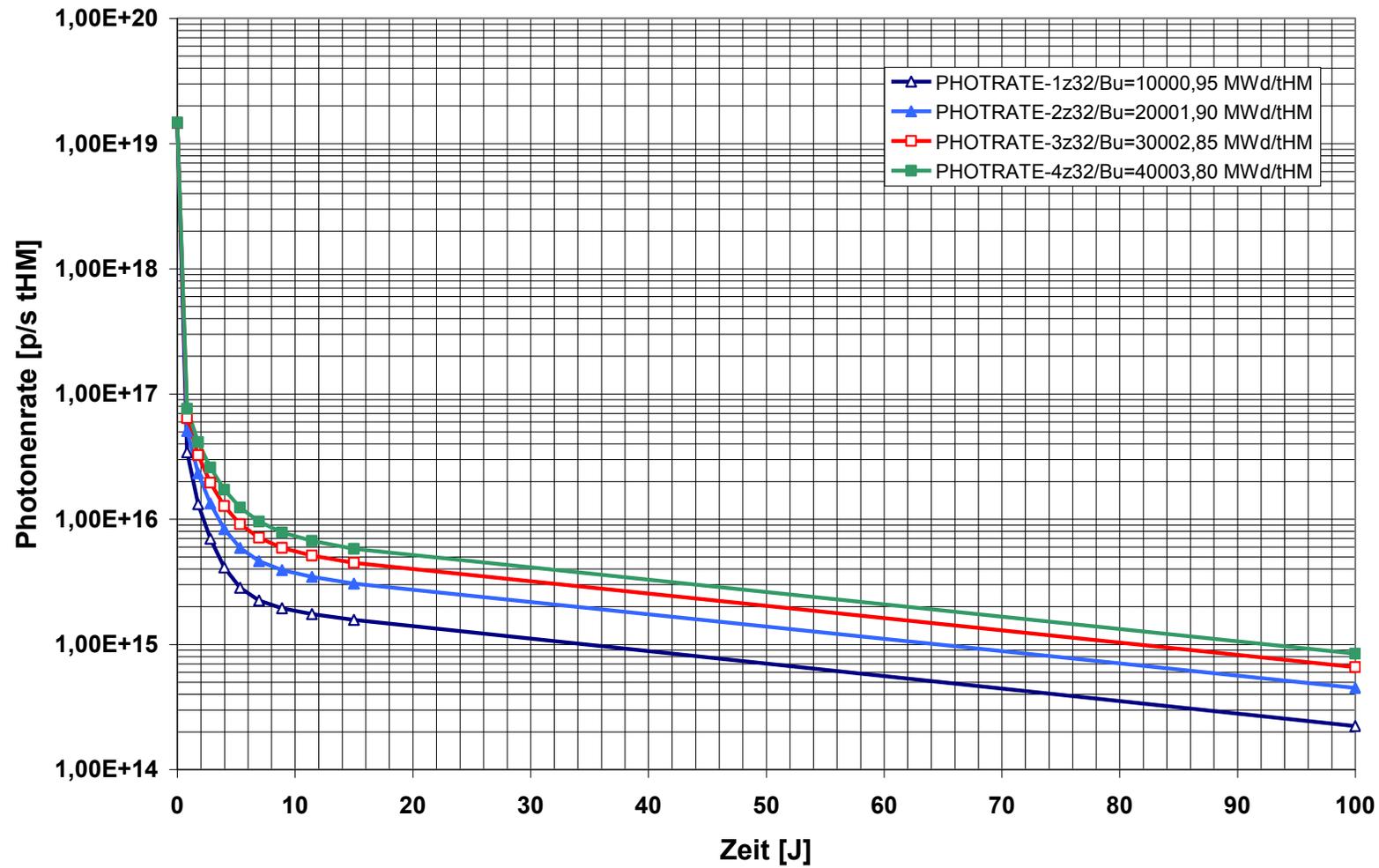
Diag. B-5.1: Photonenleistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für verschiedene Abbrände



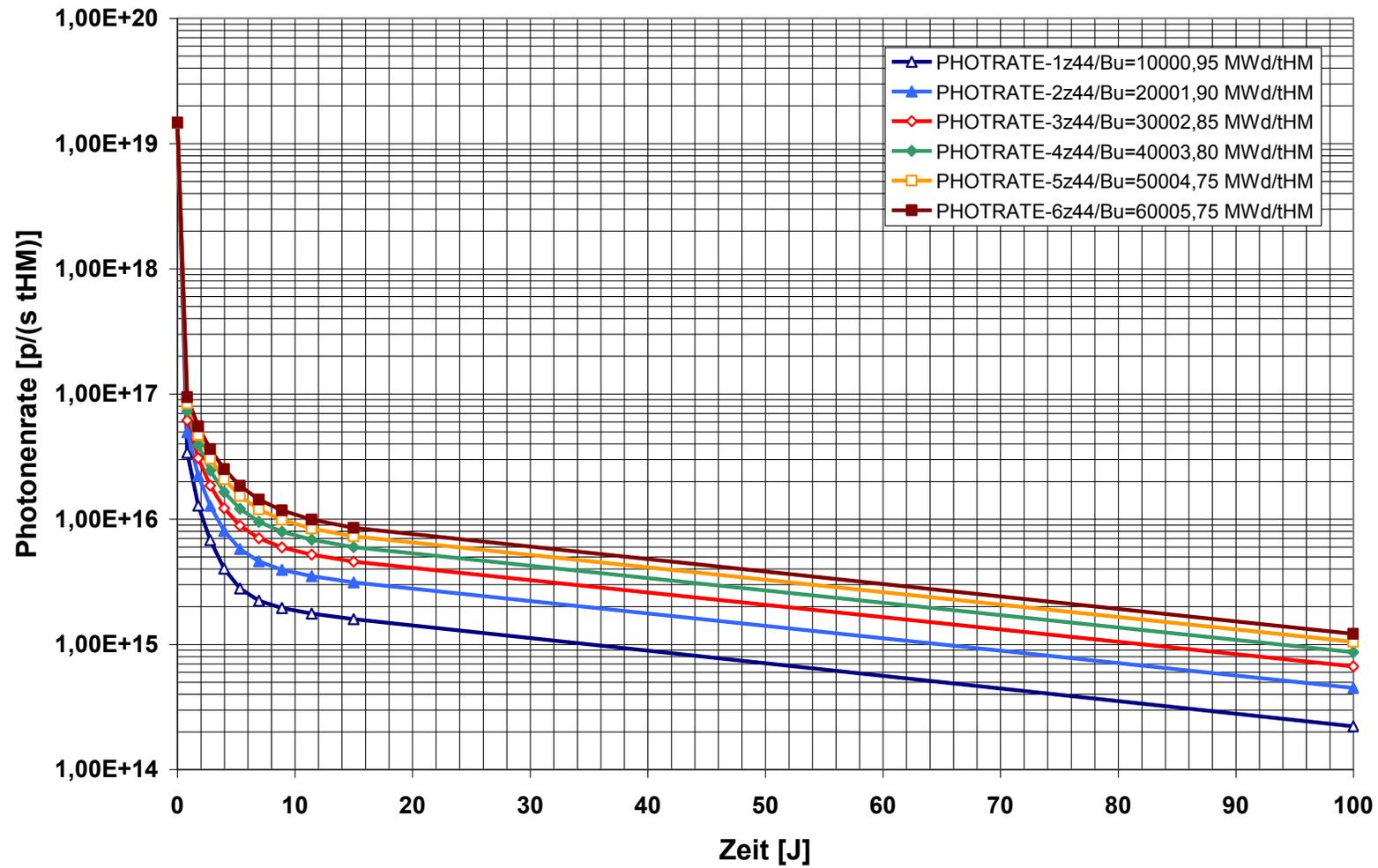
Diag. B-5.2: Photonenleistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für verschiedene Abbrände



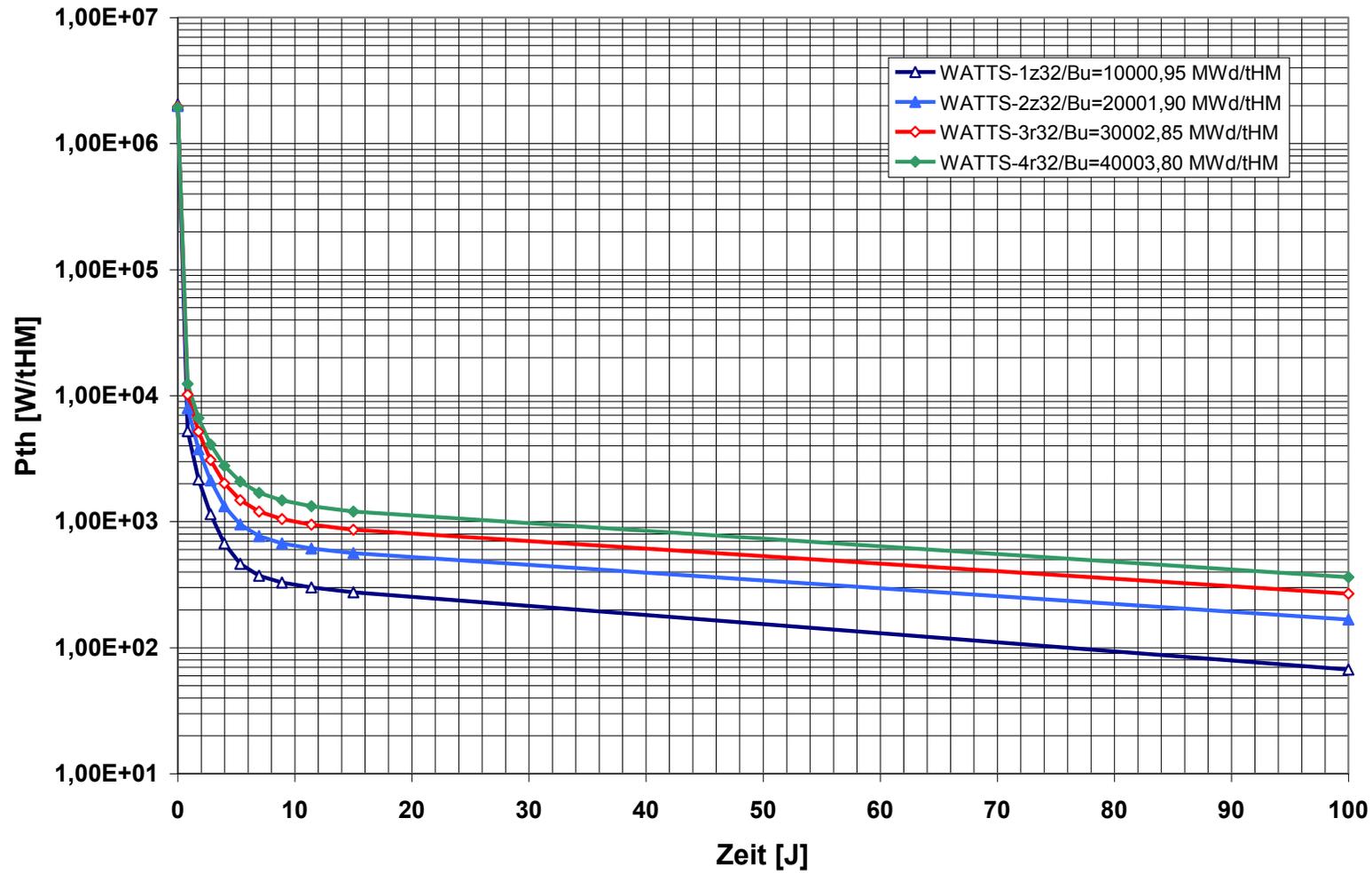
Diag. B-6.1: Photonenrate über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für verschiedene Abbrände



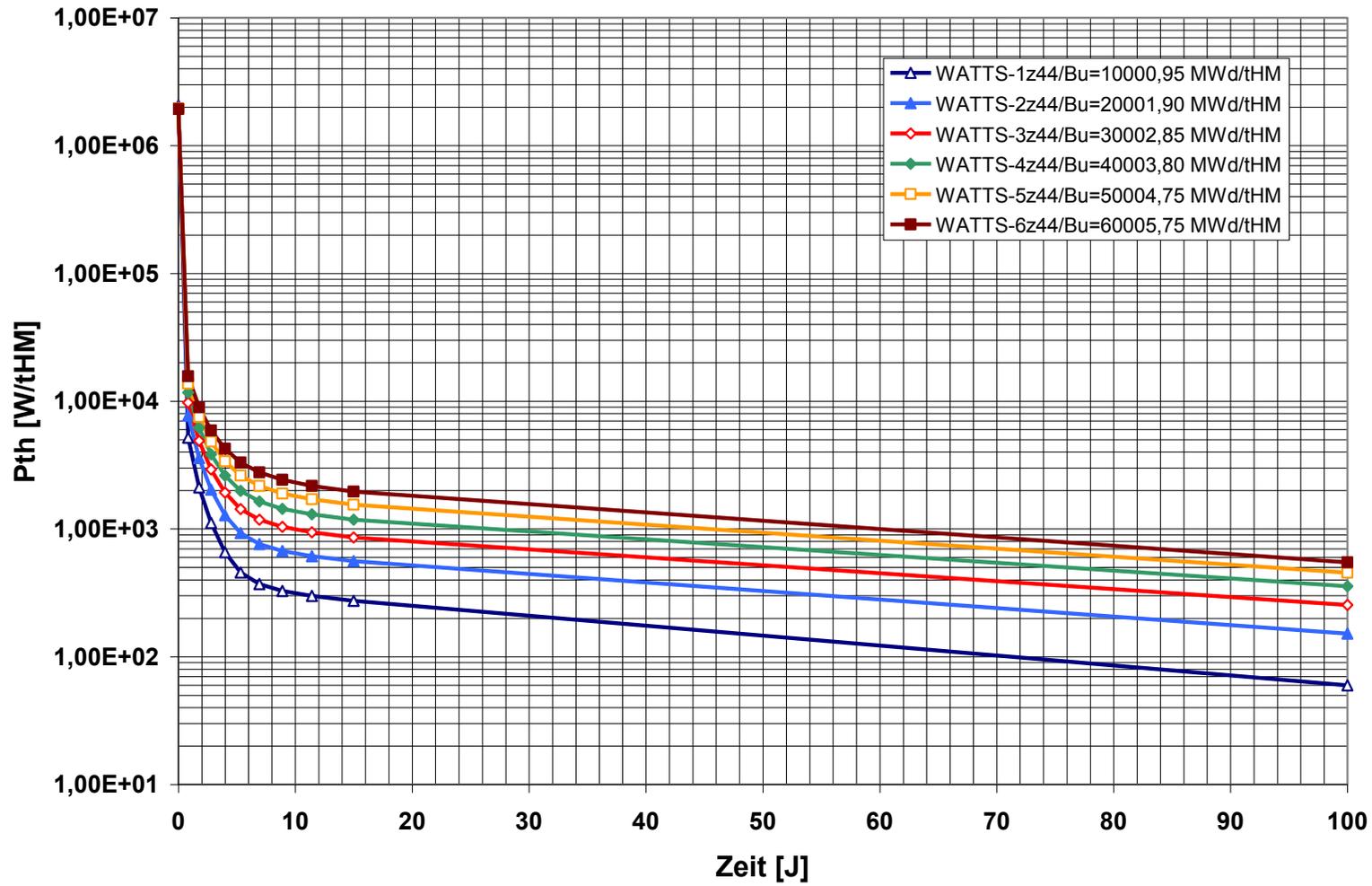
Diag. B-6.2: Photonenrate über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für verschiedene Abbrände



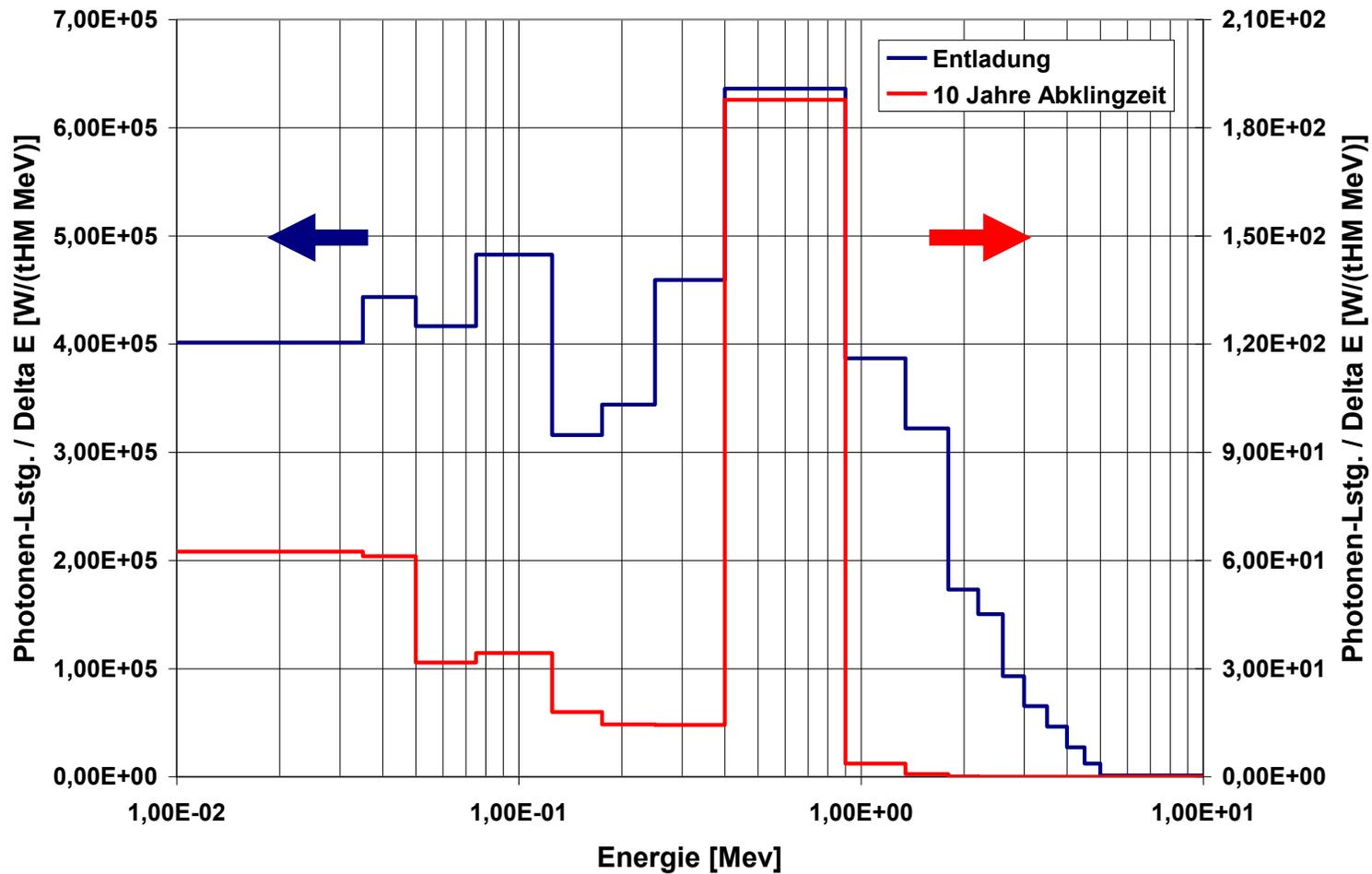
Diag. B-7.1: Thermische Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für versch. Abbrände



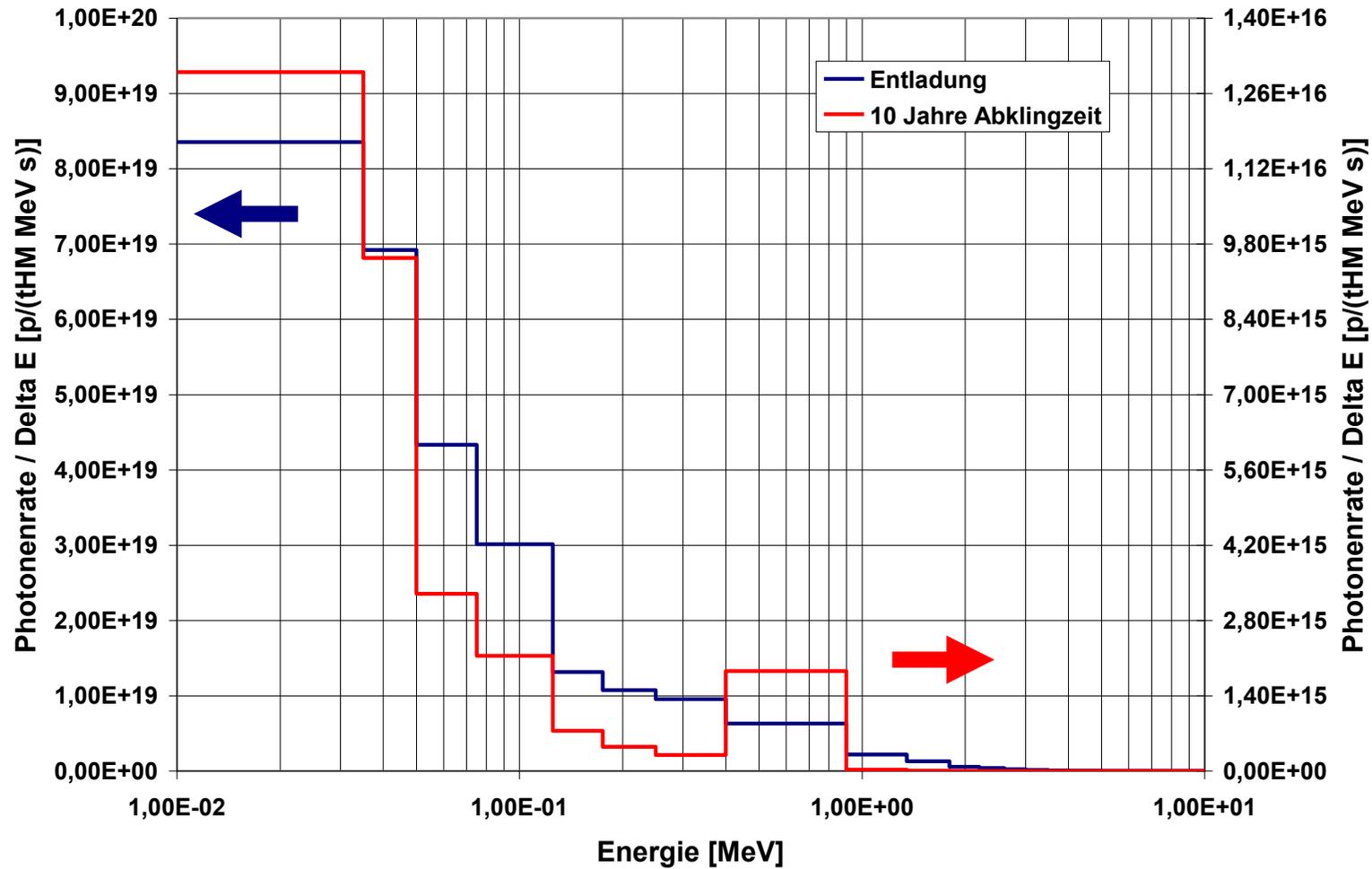
Diag. B-7.2: Thermische Leistung über einen Zeitraum von 100 Jahren nach Entladung für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  und für versch. Abbrände



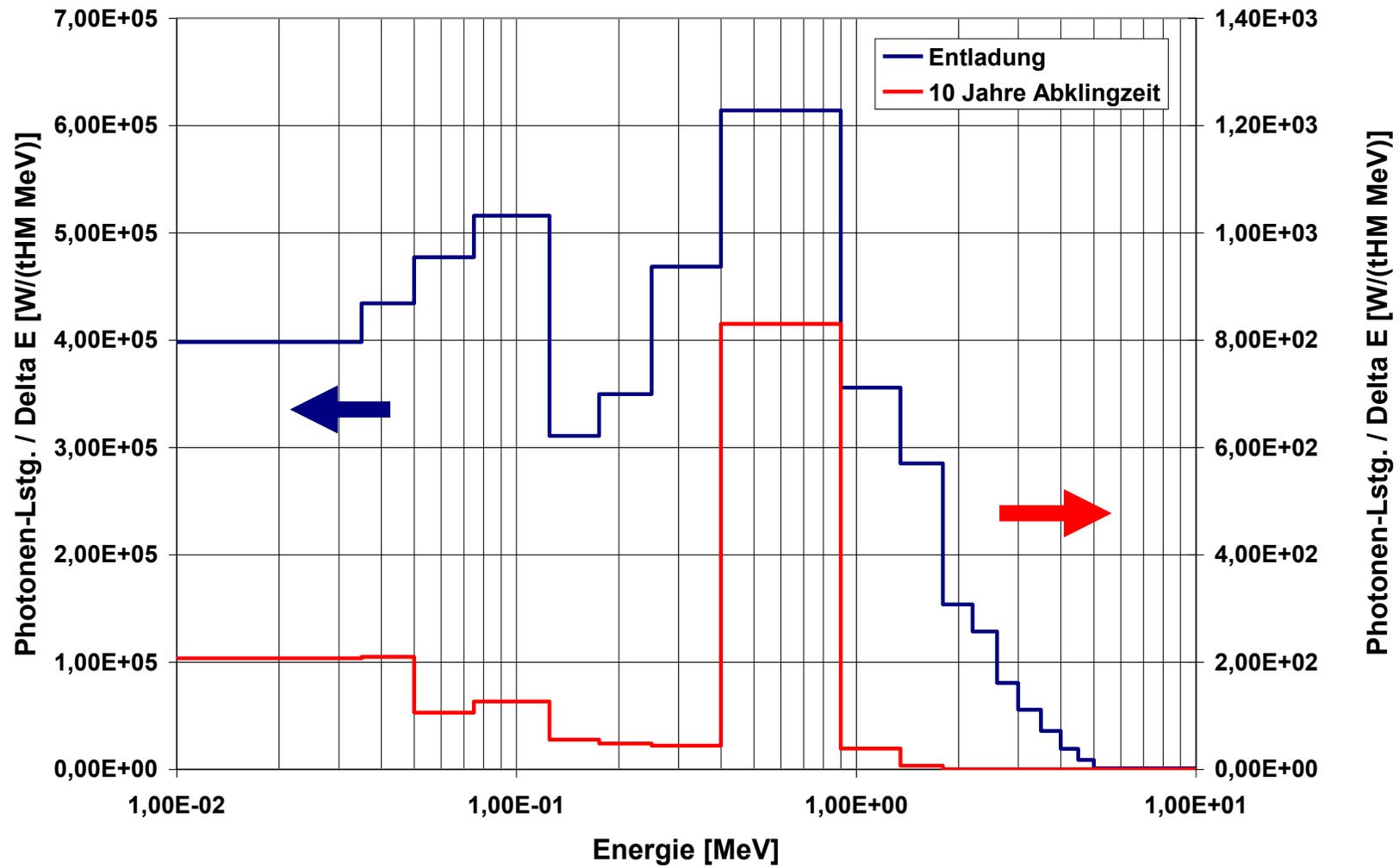
**Diag. B-8.1:** Energiespektrum der Photonenleistung direkt nach der Entladung sowie nach 10 Jahren Abklingzeit für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Entladeabbrand von 10.000,95 MWd/tHM



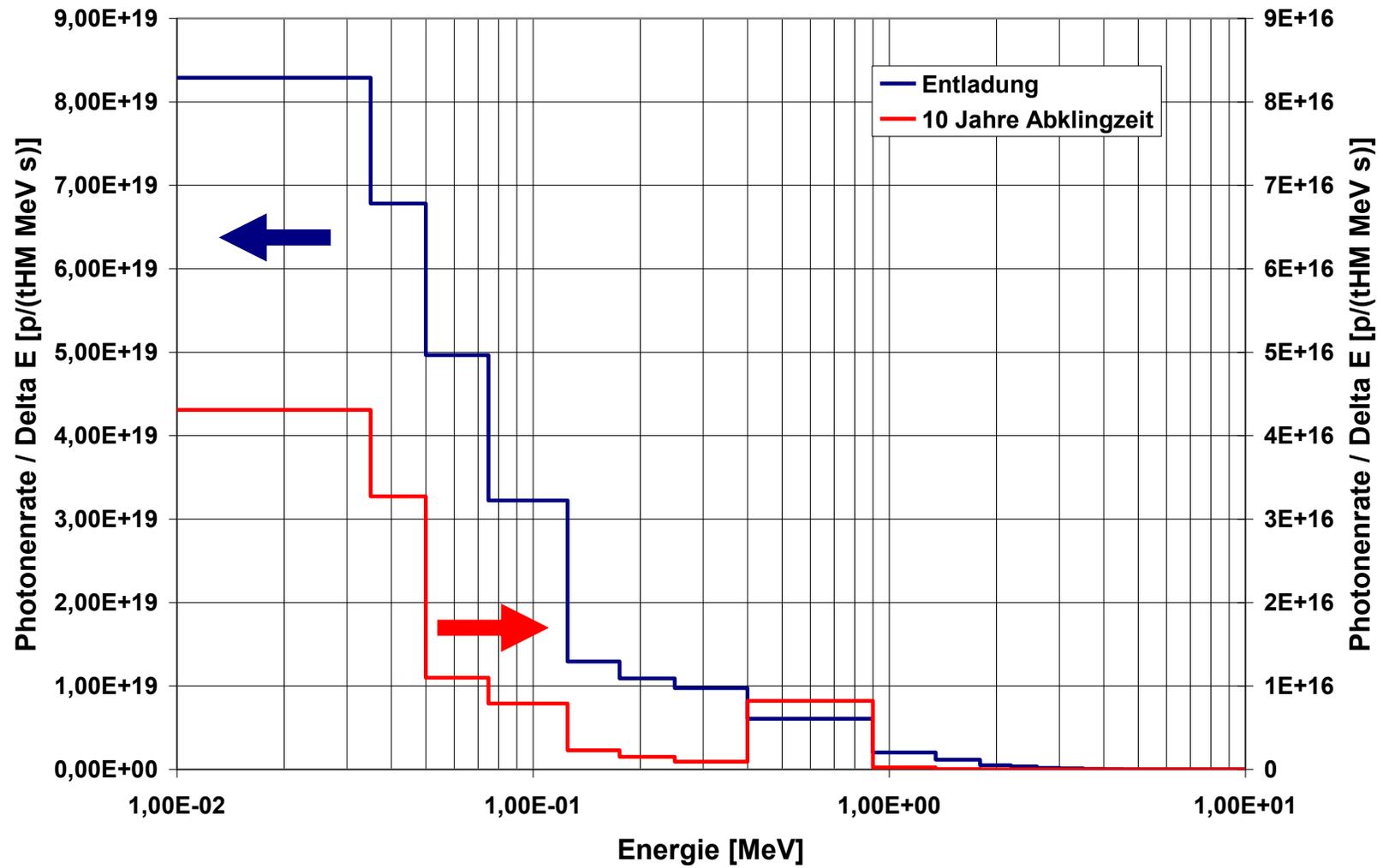
Diag. B-8.2: Energiespektrum der Photonenrate direkt nach der Entladung sowie nach 10 Jahren Abklingzeit für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Entladeabbrand von 10.000,95 MWd/tHM



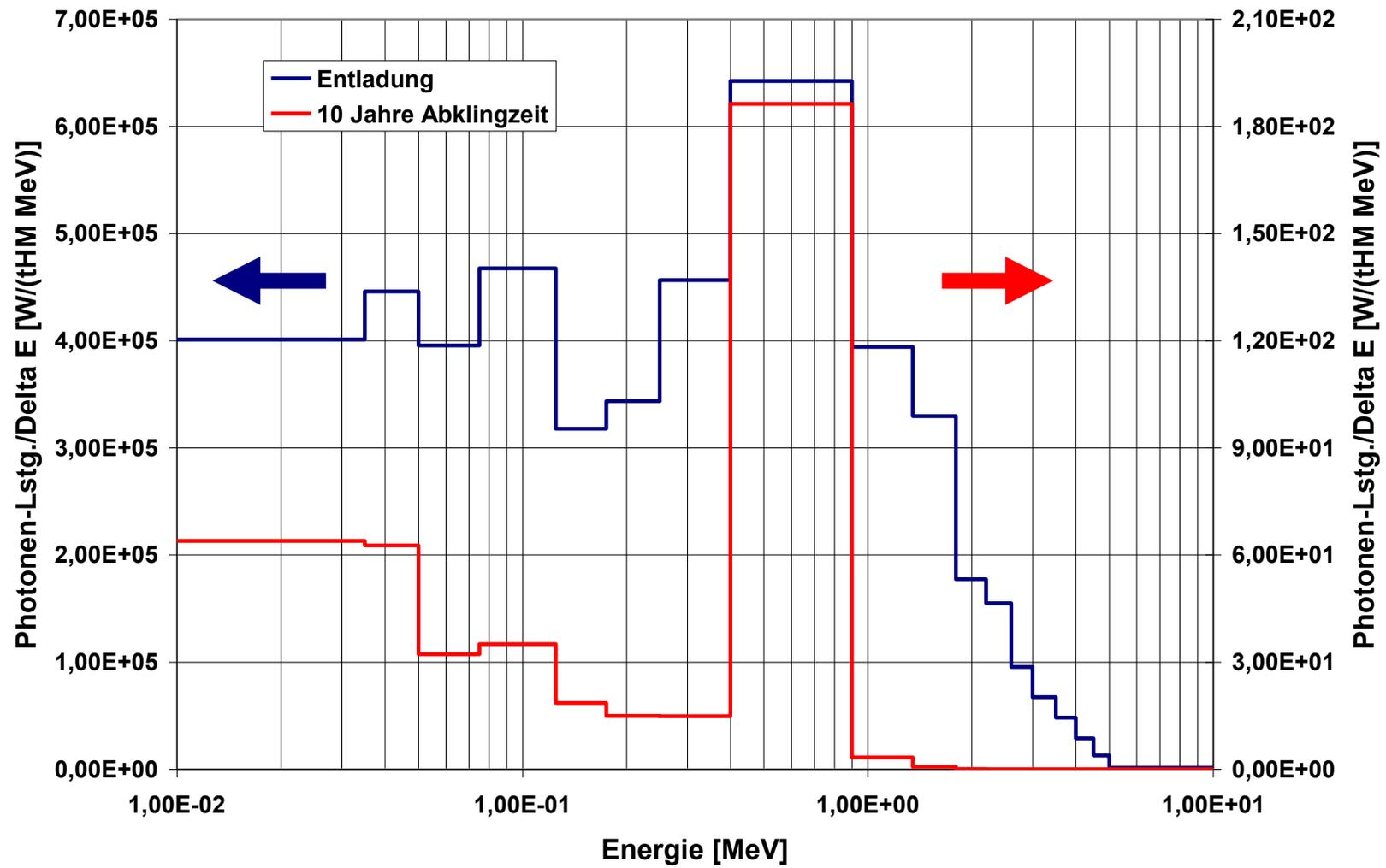
Diag. B-8.3: Energiespektrum der Photonenleistung direkt nach der Entladung sowie nach 10 Jahren Abklingzeit für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Entladeabbrand von 40.003,80 MWd/tHM



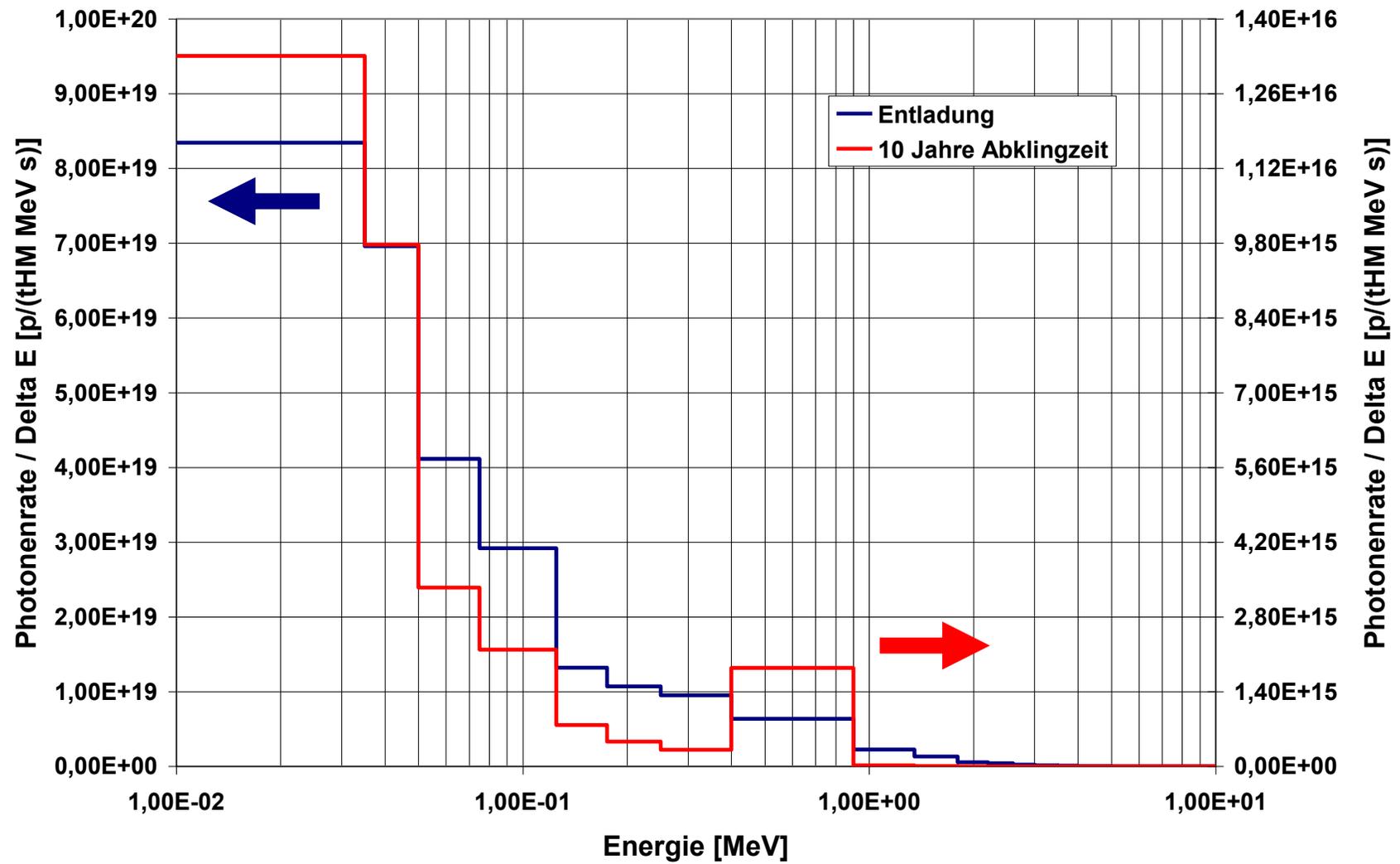
Diag. B-8.4: Energiespektrum der Photonenrate direkt nach der Entladung sowie nach 10 Jahren Abklingzeit für  $r = 3,2$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Entladeabbrand von 40.003,80 MWd/tHM



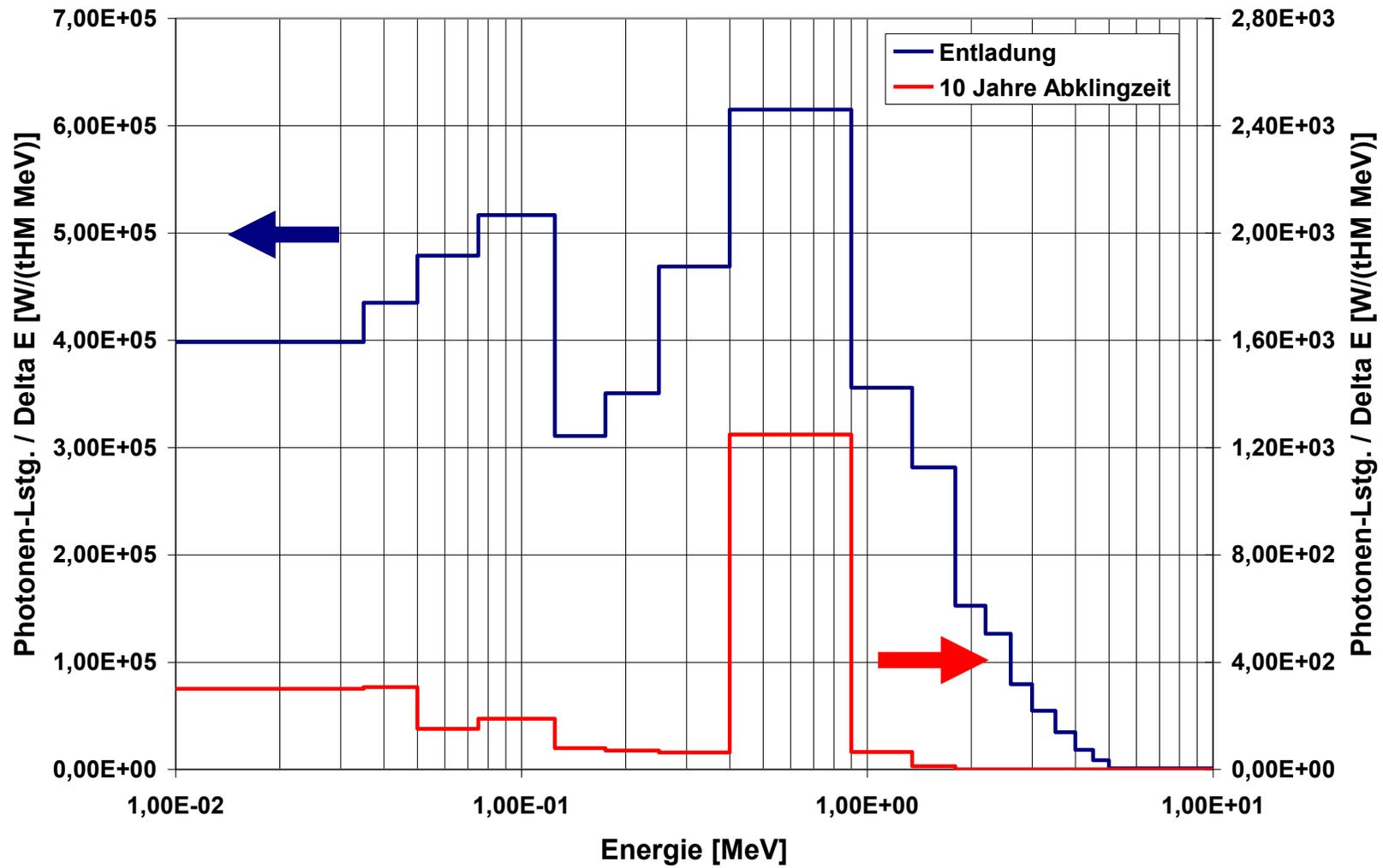
Diag. B-8.5: Energiespektrum der Photonenleistung direkt nach der Entladung sowie nach 10 Jahren Abklingzeit für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Entladeabbrand von  $10.000,95$  MWd/tHM



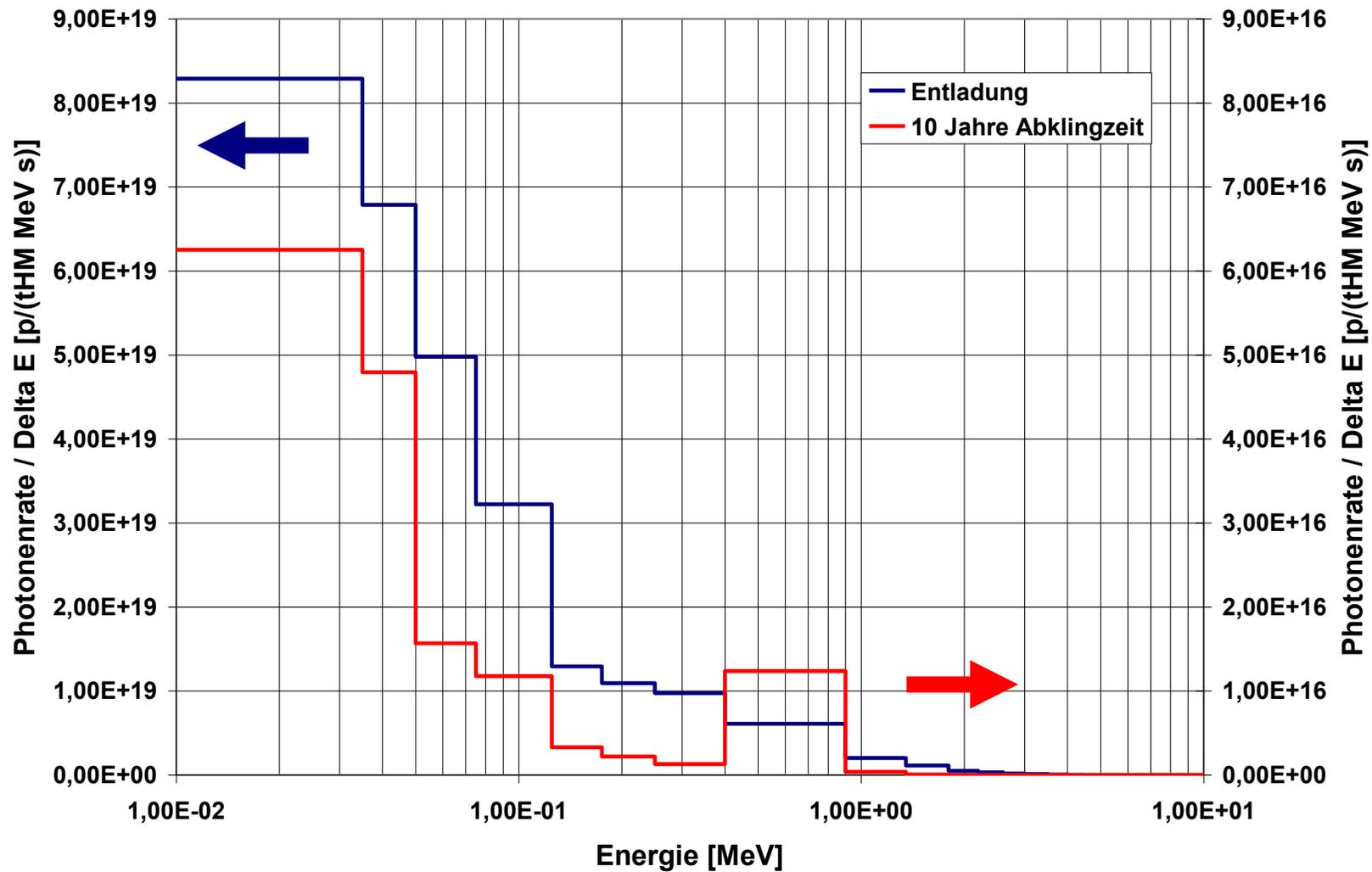
Diag. B-8.6: Energiespektrum der Photonenrate direkt nach der Entladung sowie nach 10 Jahren Abklingzeit für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Entladeabbrand von 10.000,95 MWd/tHM



Diag. B-8.7: Energiespektrum der Photonenleistung direkt nach der Entladung sowie nach 10 Jahren Abklingzeit für  $r = 4,4 \text{ Gew.-% } ^{235}\text{U}$  bei einem Entladeabbrand von  $60.005,70 \text{ MWd/tHM}$



Diag. B-8.8: Energiespektrum der Photonenrate direkt nach der Entladung sowie nach 10 Jahren Abklingzeit für  $r = 4,4$  Gew.-%  $^{235}\text{U}$  bei einem Entladeabbrand von  $60.005,70$  MWd/tHM



## Appendix C – Verwendete Geometrie-Eingabedaten in OREST-V04

```

*****
*****
***** I N P U T   D A T A *****
*****
*****

```

```

====> 99. INTERP   RUN ON Y/D/H/M/S: 2005.002 12.01.01 ==> : UO2-16X16-20, 4.4 WT% U-235 XX
GWD/TSM

```

```

-----
FUEL- ROD-GEOMETRIC DATA TYPE:   UO2-OR-MOX ..... :

```

```

-----
          DIAMETER PELLETT           (CM):      0.9110   FUEL
          DISTANCE PELLETT/CLADDING   (CM):      0.0095   ZIRCALOY-2 _ BY VERY LOW DENSITY
SIMULATED
          USER-INPUT-DENSITY           (G/CCM):    0.0050   ZIRCALOY-2 + WT% :
          INSIDE DIAMETER CLADDING      (CM):      0.9300   ZIRCALOY-2
          OUTSIDE DIAMETER CLADDING     (CM):      1.0750   ZIRCALOY-2
          USER-INPUT-DENSITY           (G/CCM):    6.5000   ZIRCALOY-2 + WT% :
          HAMMER-PITCH-1-D < SQUARE > (CM):      1.4868   WATER H2O   INPUT-PITCH (CM)
1.4300
          HAMMER-PITCH-1-D GREATER ROD/ROD DISTANCE CORRECTS THE SPECTRAL MODERATION BY COOLANT-FILLED
          CONTROL RODS (PWR) AND FUEL ELEMENT CASK-CASK-GAPS (BWR) INSIDE THE MORE-DIMENSIONAL
ASSEMBLY-GRID
          MODERATION-REMOTE-FACTOR 0.90 WAS USED FOR REMOTE COOLANT-GAPS AND CONTROLROD-INSIDE
FORGEOMETRY
          ENRICHMENT-FLAG               4.40 WAS USED
          LOOK AT DETAILED ASSEMBLY-DESCRIPTION

```

```

-----
REACTOR COOLANT DATA TYPE:   WATER H2O   B2O3 PPM B ..... :

```

```

-----
          TEMPERATURE           (DEG.CELSIUS):    300.0   WATER H2O
          COOLANT PRESSURE       (BAR):          158.0   WATER H2O
          CALCULATED DENSITY     (G/CCM):          0.7276   WATER H2O

```

```

-----
ASSEMBLY GEOMETRIC DATA TYPE: ..... :

```

```

-----
          NUMBER OF ROD-POSITIONS      :          16. X 16. = 256.
          GRID DISTANCE                 (CM):          1.4300
          NUMBER OF CONTROL-RODS COOLANTFILLED:      20.   304ST.STEEL- WATER H2O
          INSIDE DIAMETER CONTROL-ROD   (CM):          1.2900   304ST.STEEL
          OUTSIDE DIAMETER CONTROL-ROD  (CM):          1.3700   304ST.STEEL
          INSIDE DIAMETER ASSEMBLY-CASK (CM):          22.8800   ZIRCALOY-2   SQUARE
          OUTSIDE DIAMETER ASSEMBLY-CASK (CM):          22.8800   ZIRCALOY-2   SQUARE
          CASK-THICKNESS                 (CM):           0.0000   ZIRCALOY-2   SQUARE
          PERIODIC DISTANCE ASSEMBLY-GRID (CM):          22.9800   SQUARE
          CASK-CASK-GAP                 (CM):           0.1000   WATER H2O   SQUARE

```

## Anhang A3

### Bewertung der Hüllrohrbelastung abgebrannter DWR-UO<sub>2</sub>-Brennelemente während der längerfristigen Zwischenlagerung

Alexander Ellinger (GRS), Juli 2008

#### A3.1 Einleitung

Während der Einsatzdauer von Kernbrennstoff in Kernspaltreaktoren werden etwa 1.000 verschiedene Spaltprodukte erzeugt. Einige dieser Spaltprodukte sind gasförmig (z.B. Krypton und Xenon) und werden daher auch Spaltgase genannt. Ein weiteres Edelgas, Helium, wird einmal über die ternäre Spaltung aber insbesondere auch durch den  $\alpha$ -Zerfall der Transurane im abgebrannten Brennstoff erzeugt.

Die generierten Gase führen zu verschiedenen Belastungseffekten, die auf die jeweiligen Brennelemente bzw. Brennstäbe einwirken. Dabei sind die Spaltgase die wesentliche Ursache für das Brennstoffschwellen, wenn während des Abbrandes sowohl die gasförmigen als auch die nichtflüchtigen Spaltprodukte in der Brennstoffmatrix eingelagert werden. Das Schwellen stellt eine ernste Belastung für die jeweiligen Brennstabhüllrohre dar, welche die letzte brennelementbezogenen Barriere bilden, bevor eine Freisetzung von Spaltprodukten erfolgt.

Weiterhin gelangen die erzeugten Gase diffusionsbedingt in die Pelletrandbereiche, von wo sie auch aus der Brennstoffmatrix heraustreten können. Dieser Vorgang führt zu einem Anstieg des Gasdruckes in den Brennstäben, wobei diese weitere Belastung der Brennstabhülle noch durch das Schwellen des Brennstoffs verstärkt wird, welches umso deutlicher ausfällt, je länger sich der Brennstoff im Einsatz befindet bzw. je größer der Abbrand ist.

Diese Untersuchung verfolgt das Ziel, die Hüllrohrbelastungen, die sich durch die Bildung der Edelgase Krypton, Xenon und Helium auf der Grundlage der beschriebenen Effekte ergeben,

zu quantifizieren und daraus Aussagen über die Integrität der Hüllrohre bei der längerfristigen Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente abzuleiten.

## A3.2 Grundlagen des Bewertungsmodells

Das Bewertungsmodell kann generell in zwei Hauptabschnitte aufgeteilt werden. Zum einen muss der Druckaufbau innerhalb der Brennstäbe bewertet werden und zum anderen müssen Aussagen über die daraus resultierenden Belastungszustände der Brennstabhüllrohre abgeleitet werden.

### A3.2.1 Berechnung des Druckaufbaus

Der Druckaufbau innerhalb der Brennstäbe wird auf der Basis der van-der-Waals-Gleichung berechnet, die eine realitätsnahe Modifikation der Zustandsgleichung idealer Gase darstellt. Letztere stellt die physikalischen Zustandsgrößen Druck  $p$  [Pa], Temperatur  $T$  [K] und Volumen  $V$  [m<sup>3</sup>] eines Gases in einen einfachen Zusammenhang:

$$p \cdot V = n \cdot R \cdot T \quad (1)$$

Dabei ist  $R = 8,3143 \text{ J} \cdot \text{mol}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$  die allgemeine Gaskonstante. Die Größe  $n$  [mol] kennzeichnet die molare Stoffmenge des Gases.

Gleichung (1) gilt für idealisierte Bedingungen, d.h. es wird beispielsweise das Eigenvolumen der Gasteilchen sowie die Wechselwirkung der Teilchen untereinander vernachlässigt. Korrigiert man die ideale Gasgleichung durch die gasspezifischen van-der-Waals-Konstanten  $a$  [m<sup>6</sup> · Pa · mol<sup>-2</sup>] und  $b$  [m<sup>3</sup> · mol<sup>-1</sup>], so lassen sich die Wechselwirkungskräfte der Gasteilchen über die Konstante  $a$  und das Eigenvolumen der Gasteilchen über die Konstante  $b$  berücksichtigen. Die vollständige van-der-Waals-Gleichung lautet dann:

$$\left( p + \left( \frac{n}{V} \right)^2 \cdot a \right) (V - n \cdot b) = n \cdot R \cdot T \quad (2a)$$

Löst man die van-der-Waals-Gleichung nach dem Druck  $p$  auf, so erhält man:

$$p = \frac{n \cdot R \cdot T}{V - n \cdot b} - \left(\frac{n}{V}\right)^2 \cdot a \quad (2b)$$

Die wesentlichen Edelgase, die bei der Bewertung des Druckaufbaus in den Brennstäben abgebrannter Brennelemente berücksichtigt werden müssen, sind Helium (He), Krypton (Kr) und Xenon (Xe) /QUA 88/. Die van-der-Waals-Konstanten für diese Gase sind in Tab. A3-1 aufgelistet. Andere Gase, wie z.B. Radon (Rn) oder Neon (Ne), werden nur in geringen Mengen generiert und bleiben daher für die nachfolgenden Betrachtungen unberücksichtigt.

**Tab. A3-1:** Verwendete van-der-Waals-Konstanten /LID 04/

<b>Gas</b>	<b>a</b> [l <sup>2</sup> · bar · mol <sup>-2</sup> ] *)	<b>b</b> [l · mol <sup>-1</sup> ] **)
Helium	0,03457	0,0237
Krypton	2,349	0,03978
Xenon	4,250	0,05105

\*)  $1 \text{ m}^6 \cdot \text{Pa} \cdot \text{mol}^{-2} = 10 \text{ l}^2 \cdot \text{bar} \cdot \text{mol}^{-2}$     \*\*)  $1 \text{ m}^3 \cdot \text{mol}^{-1} = 1.000 \text{ l} \cdot \text{mol}^{-1}$

Damit die Gleichung (2b) für die angestrebten Untersuchungen herangezogen werden kann, muss eine geeignete Parametrisierung des Volumens V und der Stoffmenge n vorgenommen werden. Die Temperatur T wird auf der Grundlage technischer Spezifikationsangaben vorgegeben bzw. als Laufvariable zur Betrachtung geeigneter Temperaturbereiche unterstellt.

### **A3.2.2 Bestimmung des verfügbaren Brennstab-Leervolumens**

Das Leervolumen von Brennstäben, welches zur Aufnahme von Gasen zur Verfügung steht, ist einerseits konstruktionsbedingt, es wird aber auch durch das Brennstoffschwellen als Funktion des Abbrandes sowie durch thermische Effekte (Wärmedehnung des Brennstoffs und der relevanten Brennstab-Konstruktionsmaterialien) beeinflusst.

Die Grundlage für die weitere Berechnung des Gasdrucks in der vorliegenden Untersuchung bildet die Erfassung des Brennstab-Leervolumens für das gewählte Referenzsystem (16x16-20 DWR-Brennelement vom Typ Biblis) bei Raumtemperatur.

Zur Berechnung des Leervolumens des Referenzsystems bei Raumtemperatur wurden die Daten aus Tab. A3-2 zugrundegelegt /HES 87/. Zur korrekten Bestimmung des Leervolumens wurden weiterhin die in Tab. A3-3 aufgeführten Volumina der relevanten internen Brennstab-Struktureinbauten berücksichtigt.

**Tab. A3-2:** Brennstab-Geometriedaten

Länge der aktiven Säule	3900 mm
Länge des oberen Plenums	194 mm
Länge des unteren Plenums	314 mm
Außerdurchmesser des Hüllrohres	10,75 mm
Innendurchmesser des Hüllrohres	9,30 mm
Pelletdurchmesser	9,11 mm

**Tab. A3-3:** Daten der Brennstab-Struktureinbauten

Bauteil	Werkstoff	Masse [g]	Werkstoffdichte [g/cm <sup>3</sup> ]	Volumen [cm <sup>3</sup> ]
Brennstabfeder	1.4568	20,83	7,8	2,67051
Isoliertablette	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	4,57	3,9	1,17179
Stützrohr	1.4541	25,68	7,9	3,25063

Für das Brennstab-Leervolumen muss außerdem das Dishingvolumen berücksichtigt werden. Die vorliegende Untersuchung geht davon aus, dass dieses Dishingvolumen 2,2% des entsprechenden Brennstofftablettenvolumens ausmacht /WUN 98/.

Das insgesamt zur Verfügung stehende Leervolumen eines Brennstabes bei Raumtemperatur setzt sich aus dem Raum zwischen den Brennstofftablette und der Innenwand des Hüllrohres (den sogenannten Spaltvolumen), den Volumina des oberen und unteren Plenums sowie dem Dishingvolumen abzüglich der in Tab. A3-3 aufgeführten Volumina der Brennstab-Struktureinbauten zusammen:

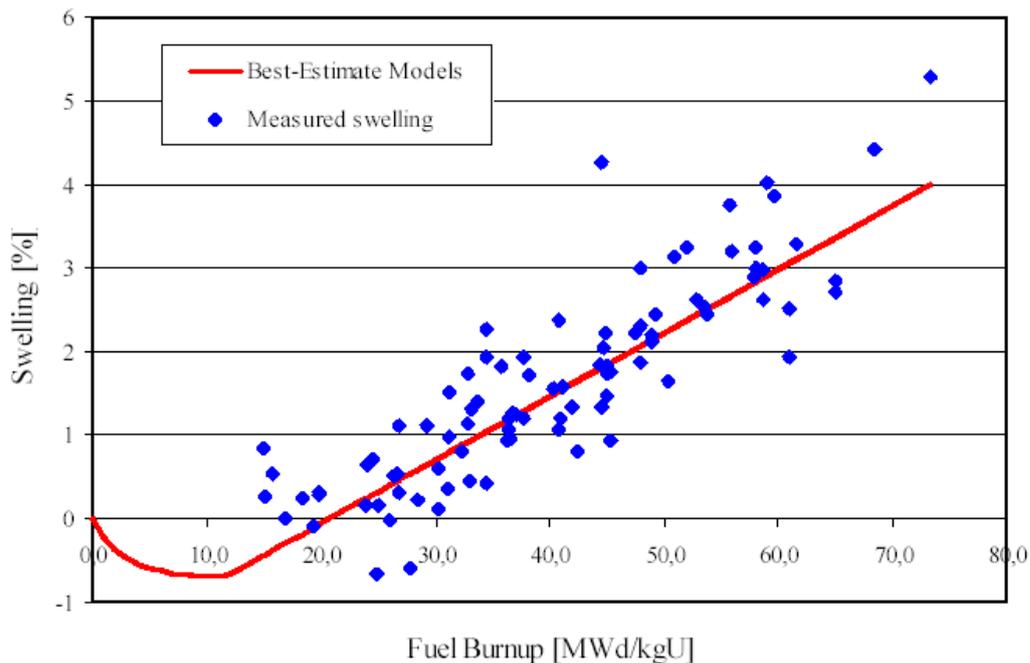
- Volumen des oberen und unteren Plenums: + 34,5080 cm<sup>3</sup>,

- Dishingvolumen: + 5,5926 cm<sup>3</sup>,
- Spaltvolumen: + 10,7143 cm<sup>3</sup>,
- Volumen der Brennstab-Einbauten: – 7,0929 cm<sup>3</sup>,
- Gesamtes Brennstab-Leervolumen bei Raumtemperatur: + 43,7220 cm<sup>3</sup>

Das Brennstoffschwellen hängt im Wesentlichen vom Abbrand ab (siehe Abb. A3-1). Für die Darstellung in Abb. A3-1 wurden insgesamt 93 Datenpunkte herangezogen, die auf der Basis der Betriebserfahrungen sowohl von Druckwasser- als auch von Siedewasserreaktoren ermittelt wurden /ZHO 07/.

In /NEA 95/ wird ausgeführt, dass der Beitrag fester Spaltprodukte zur Volumenänderung des Brennstoffs bei rund 0,32% pro 10 MWd/kgU liegt. Zu diesem Anteil muss derjenige Anteil addiert werden, der sich auf die Spaltgase zurückführen lässt, die sich isoliert (also nicht in kleinen Bläschen) innerhalb der Brennstoffmatrix angelagert haben. Der Beitrag dieser Spaltgase zur Volumenänderung des Brennstoffs wird mit 0,8 bis 1,0% pro 10 MWd/kgU angegeben. Im Rahmen dieser Untersuchung wird auf der Basis von /NEA 95/ eine Volumenzunahme des Brennstoffs von 1,32% pro 10 MWd/kgU unterstellt. Anhand der Darstellung in Abb. A3-1 wird deutlich, dass der für diese Arbeit unterstellte Ansatz von 1,32% Brennstoffvolumenänderung pro 10 MWd/kgU durchaus als konservativ angesehen werden kann, d.h. der Ansatzwert liegt für den betrachteten Abbrand von 50 MWd/kgU über der aufgezeigten Best-Estimate-Kurve.

Es sei an dieser Stelle vermerkt, dass bei höheren Temperaturen (ab ca. 900°C) der Beitrag der Spaltgase, die sich in kleinen Bläschen innerhalb des Brennstoffs angesammelt haben, zum Schwellen des Brennstoffs nicht vernachlässigt werden darf. Für die hier vorliegende Arbeit bleibt dieser Effekt jedoch unberücksichtigt, d.h. es gilt der Ansatz von 1,32% Brennstoffvolumenänderung pro 10 MWd/kgU.



**Abb. A3-1:** LWR-Brennstoffschwellen vs. Abbrand

Das angewendete Untersuchungsmodell berücksichtigt weiterhin die Wärmedehnung des  $\text{UO}_2$ -Brennstoffes. Dies erfolgt über den Zusammenhang /FIN 99/:

$$L = L_{273} \left( 9,9734 \cdot 10^{-1} + 9,802 \cdot 10^{-6} \cdot T - 2,705 \cdot 10^{-10} \cdot T^2 + 4,391 \cdot 10^{-13} \cdot T^3 \right) \quad (3a)$$

In der Formel (3a) steht L für die Länge des aktiven Bereiches eines  $\text{UO}_2$ -Brennstabes bei einer Temperatur T [K].  $L_{273}$  kennzeichnet die Länge eines entsprechenden Brennstabes bei  $T = 273$  K. Die genannte Formel gilt für einen Temperaturbereich  $273 \text{ K} \leq T \leq 923 \text{ K}$ , welcher für die im Rahmen dieser Untersuchung anzustellenden Überlegungen ausreichend ist. Allerdings liegt im Normalfall die aktive Brennstablänge stets bei Raumtemperatur vor, also bei  $T = 293$  K. Daher wurde die Formel (3a) in leicht abgewandelter Form in das Bewertungsmodell eingebunden, wodurch es zu einer leichten Überschätzung der  $\text{UO}_2$ -Wärmedehnung kommt:

$$L = L_{293} \left( 9,9734 \cdot 10^{-1} + 9,802 \cdot 10^{-6} \cdot T - 2,705 \cdot 10^{-10} \cdot T^2 + 4,391 \cdot 10^{-13} \cdot T^3 \right) \quad (3b)$$

Die Untersuchungsergebnisse, die auf der Basis dieser Arbeit präsentiert werden, berücksichtigen in konservativer Weise nicht die Wärmedehnung des Hüllrohrmaterials.

### **A3.2.3 Bestimmung der Edelgasstoffmengen pro Brennstab**

Zur Bestimmung der Edelgasstoffmenge kam das GRS-interne Programmpaket OREST-V04 zum Einsatz, welches aus dem nulldimensionalen Abbrandcode ORIGEN, der zur Ermittlung des jeweiligen Neutronenflussspektrums sowie der effektiven Wirkungsquerschnitte mit dem eindimensionalen HAMMER-Code gekoppelt ist, besteht /HES 86, HES 05/. Betrachtet wurde verunreinigungsfreier UO<sub>2</sub>-Brennstoff mit zwei verschiedenen <sup>235</sup>U-Anfangsanreicherungen (3,6% und 4,4%). Die Berechnungen basieren auf einer vorgegebenen Betriebshistorie, wobei die Brennelemente bis zum Erreichen ihres realistischen Endabbrandes (40 MWd/kgU für r = 3,6% bzw. 50 MWd/kgU für r = 4,4%) Betriebsperioden von jeweils 305 Tagen bei einer Leistungsdichte von 32,79 MW/tHM ausgesetzt wurden. Zwischen den Betriebsperioden wurden Reaktorabschaltphasen von jeweils 60 Tagen unterstellt. Nach dem Erreichen des Endabbrandes wurde ein Abklingzeitraum von 100 Jahren betrachtet.

Die mittels OREST berechneten Stoffmengen für die Edelgase Helium, Krypton und Xenon sind als Funktion der Abklingzeit für die oben genannten Anreicherungs- bzw. Abbrandfälle in den Tab. A3-4 und A3-5 wiedergegeben.

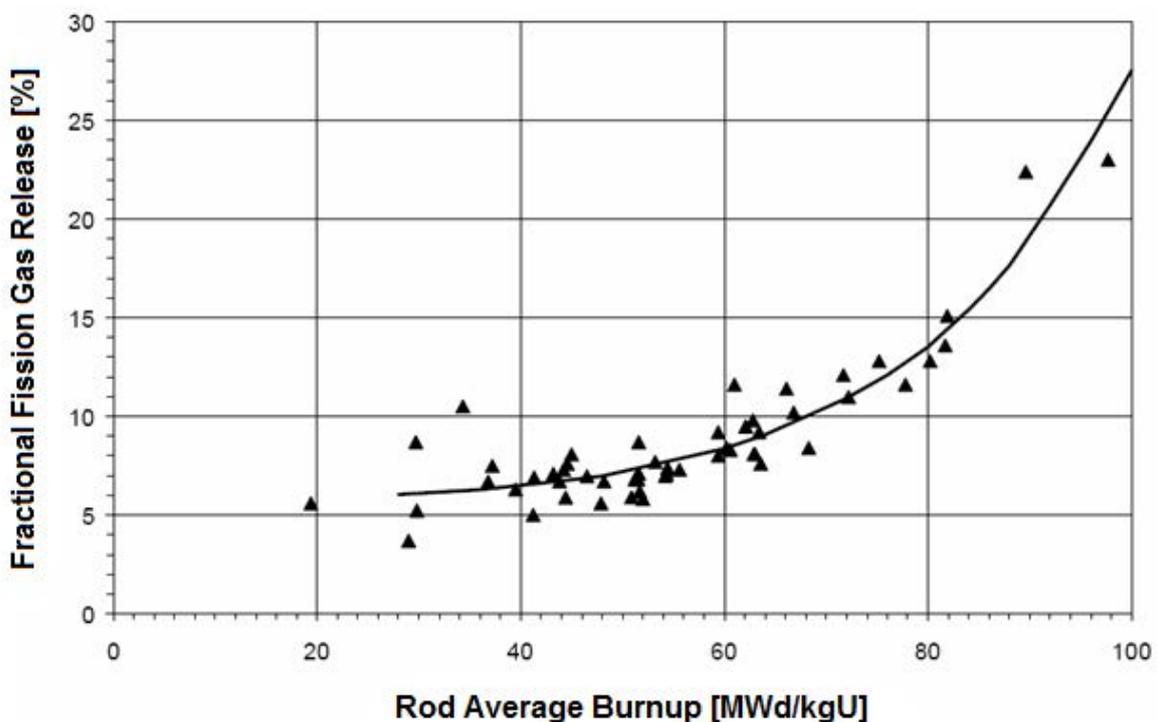
**Tab. A3-4:** Berechnete Edelgas-Stoffmengen für eine  $^{235}\text{U}$ -Anreicherung von  $r = 3,6\%$  und einen Endabbrand von 40 MWd/kgU in Abhängigkeit von der Abklingzeit

Zeit [a]	Helium [mol/tSM]	Krypton [mol/tSM]	Xenon [mol/tSM]
Entladung	1,478	5,209	48,24
10	1,747	5,048	48,26
20	1,933	4,963	48,26
30	2,117	4,919	48,26
40	2,296	4,896	48,26
50	2,471	4,883	48,26
60	2,639	4,877	48,26
70	2,802	4,874	48,26
80	2,959	4,872	48,26
90	3,112	4,871	48,26
100	3,259	4,870	48,26

**Tab. A3-5:** Berechnete Edelgas-Stoffmengen für eine  $^{235}\text{U}$ -Anreicherung von  $r = 4,4\%$  und einen Endabbrand von 50 MWd/kgU in Abhängigkeit von der Abklingzeit

Zeit [a]	Helium [mol/tSM]	Krypton [mol/tSM]	Xenon [mol/tSM]
Entladung	1,927	6,513	59,67
10	2,322	6,318	59,69
20	2,591	6,215	59,69
30	2,848	6,162	59,69
40	3,092	6,133	59,69
50	3,324	6,119	59,69
60	3,545	6,111	59,69
70	3,757	6,107	59,69
80	3,960	6,105	59,69
90	4,155	6,104	59,69
100	4,342	6,103	59,69

Bei der Bewertung des Edelgasdruckaufbaus in den Brennstäben abgebrannter Brennelemente kommt der Bestimmung der Freisetzungsteile für die jeweiligen Gase eine grundlegende Bedeutung zu. Auf der Basis von Untersuchungen in der Schweiz konnte gezeigt werden, dass die integrale Spaltgasfreisetzung bei Druckwasserreaktor-Brennstäben mit einer Anfangsanreicherung von 3,5% bis 4,2%  $^{235}\text{U}$  eine Funktion des mittleren Stababbrandes ist (siehe Abb. A3-2) /ZWI 06/.

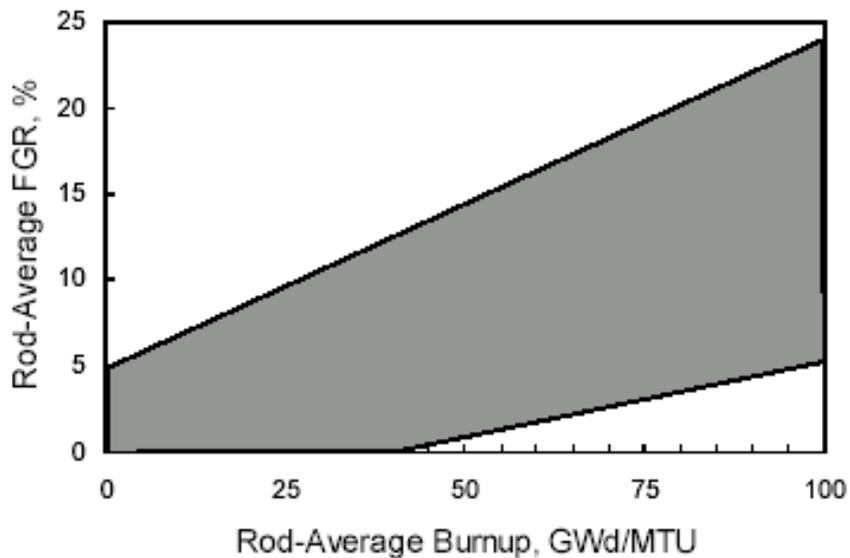


**Abb. A3-2:** Spaltgasfreisetzung in DWR-Brennstäben mit einer Anfangsanreicherung von 3,5% bis 4,2%  $^{235}\text{U}$  als Funktion des mittleren Stababbrandes /ZWI 06/

Weitere Untersuchungen stützten sich auf Daten, die in Deutschland und Frankreich an DWR-Brennelementen gewonnen wurden. Auf der Grundlage dieser Untersuchungen illustriert die Abb. A3-3 den möglichen Bereich der Spaltgasfreisetzung als Funktion des mittleren Stababbrandes /MCK 03/.

Es sei an dieser Stelle darauf hingewiesen, dass die Spaltgasfreisetzung nicht nur von den abbrandbedingten Veränderungen der Mikrostruktur der Brennstoffmatrix abhängt, sie wird ebenso in starkem Maße von der Temperatur des Brennstoffes beeinflusst. In der Fachliteratur /ZIE 84/ wird ausgeführt, dass bei Temperaturen von 1.300°C mit etwa 10% Spaltgasfrei-

setzung zu rechnen ist. Bei 1.600°C steigt die Freisetzungsrates auf 60%, und bei Temperaturen oberhalb von 1.800°C ist eine nahezu vollständige Freisetzung zu unterstellen.



**Abb. A3-3:** Bereich der Spaltgasfreisetzung als Funktion des mittleren Stababbrandes (GWd/MTU = Gigawatt Days per Metric Ton of Uranium) /MCK 03/

Die nachfolgenden Untersuchungen beziehen sich ausschließlich auf den Referenzfall, der durch eine  $^{235}\text{U}$ -Anfangsanreicherung von 4,4% und einen erreichten Endabbrand von 50 MWd/kgU gekennzeichnet ist. Die in Tab. A3-4 aufgeführten Daten dienen daher lediglich dem informativen Vergleich.

Zudem gehen die weiteren Überlegungen davon aus, dass Helium aufgrund seiner relativ hohen Mobilität zu 100% aus der Brennstoffmatrix freisetzt wird. Diese Annahme befindet sich in Übereinstimmung mit früheren Arbeiten (siehe /QUA 88/). Im Falle von Krypton und Xenon wird hingegen angenommen, dass diese Gase zu einem Großteil in der Brennstoffmatrix verbleiben und so zum Brennstoffschwellen beitragen. Man geht hier davon aus, dass die Mobilität der Krypton- bzw. Xenon-Atome innerhalb der Brennstoffmatrix vergleichsweise gering ist. Die Beiträge, die die Gase Krypton und Xenon als freibewegliche Atome im Leervolumen eines Brennstabes zum Druckaufbau liefern, werden indes nicht völlig vernachlässigt. Im Kontext dieser Arbeit wird angenommen, dass der Freisetzunganteil von Krypton und Xenon bei jeweils 15% liegt. Ein Vergleich mit den Abb. A3-2 und A3-3 unterstreicht die

Konservativität dieser Annahme für den hier betrachteten mittleren Endabbrand von 50 MWd/kgU.

Zur Bewertung des Druckaufbaus in den Brennstäben müssen die spezifischen Stoffmengen in den Tab. A3-4 und A3-5 auf durchschnittliche Stoffmengenwerte pro Brennstab umgerechnet werden. Dies bedeutet, dass die Schwermetallmasse pro Brennelement sowie die Anzahl der Brennstäbe (BS) pro Brennelement (BE) bekannt sein müssen. Das hier betrachtete (16x16-20)-Brennelement vom Typ Biblis zeichnet sich durch eine Schwermetallmasse von 537 kg aus. Es umfasst zudem 236 Brennstäbe /HES 87/. Sind diese Daten bekannt, lassen sich die generierten Edelgasstoffmengen pro Brennstab berechnen:

$$n \text{ [mol / BS]} = n \text{ [mol / t}_{\text{SM}}] \cdot \frac{537 \text{ [kg}_{\text{SM}} \text{ / BE}]}{1000 \text{ [kg}_{\text{SM}} \text{ / t}_{\text{SM}}] \cdot 236 \text{ [BS / BE]}} \quad (4)$$

Abschließend muss noch berücksichtigt werden, dass die Brennstäbe mit einem Heliumvordruck versehen werden. Die vorliegende Arbeit bezieht sich auf einen Heliumvordruck von  $3,0 \cdot 10^6$  Pa (30 bar) bei Raumtemperatur (20°C). Das relevante Brennstoff-Leervolumen wurde im Kapitel A3.2.2 hergeleitet. Liegen diese Informationen vor, kann mit Hilfe der im Kapitel A3.2.1 erwähnten Zusammenhänge eine Anfangsstoffmenge an Helium ermittelt werden, zu der die mit Gleichung (4) bestimmten Helium-Stoffmengen, die sich auf das beim Brennstoffeinsatz zusätzlich erzeugte Edelgas pro Brennstab beziehen, jeweils addiert werden müssen.

#### **A3.2.4 Berechnung der mechanischen Hüllrohrbelastungen**

Die in den Kapiteln A3.2.1 bis A3.2.3 bereitgestellten Informationen sind hinreichend, um den Edelgasdruck in den Brennstäben über der Abklingzeit zu berechnen.

In diesem Kapitel soll das theoretische Fundament aufgezeigt werden, welches notwendig ist, um aus den berechneten Brennstabinnendrücker mechanische Hüllrohrbelastungen abzuleiten.

Rohre, die sowohl innen wie außen mit Druck beaufschlagt werden, sind mechanischen Belastungen ausgesetzt, d.h. das entsprechende Rohrmaterial steht unter mechanischen Span-

nungen. Für Rohre mit nicht zu vernachlässigender Wandstärke können die drei relevanten Spannungsarten

- Axialspannung,
- Tangentialspannung, sowie
- Radialspannung

für den statischen Belastungsfall relativ einfach berechnet werden /ETB 10/.

Für die resultierende Spannung in axialer Richtung  $\sigma_a$  [MPa] ergibt sich folgender Zusammenhang:

$$\sigma_a = \frac{(p_i \cdot r_i^2 - p_a \cdot r_a^2)}{(r_a^2 - r_i^2)} \quad (5)$$

Die Tangentialspannung  $\sigma_t$  [MPa] und die Radialspannung  $\sigma_r$  [MPa] können anhand folgender Gleichungen berechnet werden:

$$\sigma_t(r) = \left[ \frac{(p_i \cdot r_i^2 - p_a \cdot r_a^2)}{(r_a^2 - r_i^2)} \right] - \left[ \frac{r_i^2 \cdot r_a^2 \cdot (p_a - p_i)}{r^2 \cdot (r_a^2 - r_i^2)} \right] \quad (6)$$

$$\sigma_r(r) = \left[ \frac{(p_i \cdot r_i^2 - p_a \cdot r_a^2)}{(r_a^2 - r_i^2)} \right] + \left[ \frac{r_i^2 \cdot r_a^2 \cdot (p_a - p_i)}{r^2 \cdot (r_a^2 - r_i^2)} \right] \quad (7)$$

Hierbei ist:

$p_i$  = Innendruck [MPa],  $p_a$  = Außendruck [MPa],  $r_i$  = Innenradius [mm],  $r_a$  = Außenradius [mm]

Unter Berücksichtigung der drei genannten Spannungsarten (Axial-, Tangential- und Radialspannung) kann entsprechend der Gestaltänderungsenergie-Hypothese eine Vergleichsspannung  $\sigma_v$  berechnet werden:

$$\sigma_V = \sqrt{\frac{1}{2}[(\sigma_{ti} - \sigma_{ri})^2 + (\sigma_{ti} - \sigma_a)^2 + (\sigma_a - \sigma_{ri})^2]} \quad (8)$$

In Gleichung (8) repräsentieren  $\sigma_{ti}$  und  $\sigma_{ri}$  die Tangentialspannung bzw. die Radialspannung beim Radius  $r = r_i$ .

Die wesentlichen Druckrohrbelastungen ergeben sich durch die Tangentialspannungen sowie durch die Axialspannung. Die Gleichungen (5) sowie (6) können für dünnwandige Zylinder (d.h. Außendurchmesser / Innendurchmesser  $< 1,2$ ), die durch einen Innendruck beaufschlagt werden und an beiden Enden geschlossen sind, vereinfacht werden. Unterstellt man weiterhin, dass der Außendruck gegenüber dem Innendruck vernachlässigbar ist, so können die Axial- und die Tangentialspannung auf sehr einfache Weise bestimmt werden („Kessel-formel“):

$$\sigma_a = \frac{p_i \cdot d_i}{4 \cdot s} \quad (9)$$

$$\sigma_t = \frac{p_i \cdot d_i}{2 \cdot s} \quad (10)$$

Dabei ist  $d_i$  der Innendurchmesser und  $s$  die Wandstärke.

Anhand der letztgenannten Formeln ist leicht zu erkennen, dass bei einem durch Innendruck belasteten Zylinder die größte Spannung stets in tangentialer Richtung auftritt. Sollte also ein Hüllrohr aufgrund eines überhöhten Innendruck versagen, so ist der entsprechende Riss stets in Längsrichtung senkrecht zur maximalen Spannungsbelastung zu erwarten.

### **A3.2.5 Festlegen einer Bezugsspannung**

In den vorangestellten Abschnitten wurde sowohl das Modell zur Bewertung des Druckaufbaus im Inneren von abgebrannten Brennstäben als auch die theoretische Basis der Berechnung der daraus resultierenden Hüllrohrspannungen dargelegt.

Es soll nun diskutiert werden, wie sich entsprechende Belastungen auf die Integrität des Referenzhüllrohrs auswirken. Wie zuvor erwähnt, handelt es sich beim ausgewählten Referenzhüllrohr um ein dünnwandiges Zylinderrohr, das durch einen Innendruck beaufschlagt wird.

renzbrennelement um ein (16x16-20)-Brennelement vom Typ Biblis, d.h. um ein DWR-Brennelement. Für ein derartiges Brennelemente besteht das Brennstabhüllrohr aus Zircaloy-4 /HEU 05, SCR 10/.

Die mechanischen Eigenschaften von Zircaloy werden einerseits durch die Mikrostruktur des jeweiligen Kristallgitters (z.B. rekristallisiert oder nicht), andererseits aber auch durch das Temperaturniveau beim Werkstoffeinsatz (siehe Tab. A3-6) sowie durch die Bestrahlungsgeschichte des Zircaloy beeinflusst.

**Tab. A3-6:** Mechanische Eigenschaften von Zircaloy-2 und Zircaloy-4 /SCR 10/

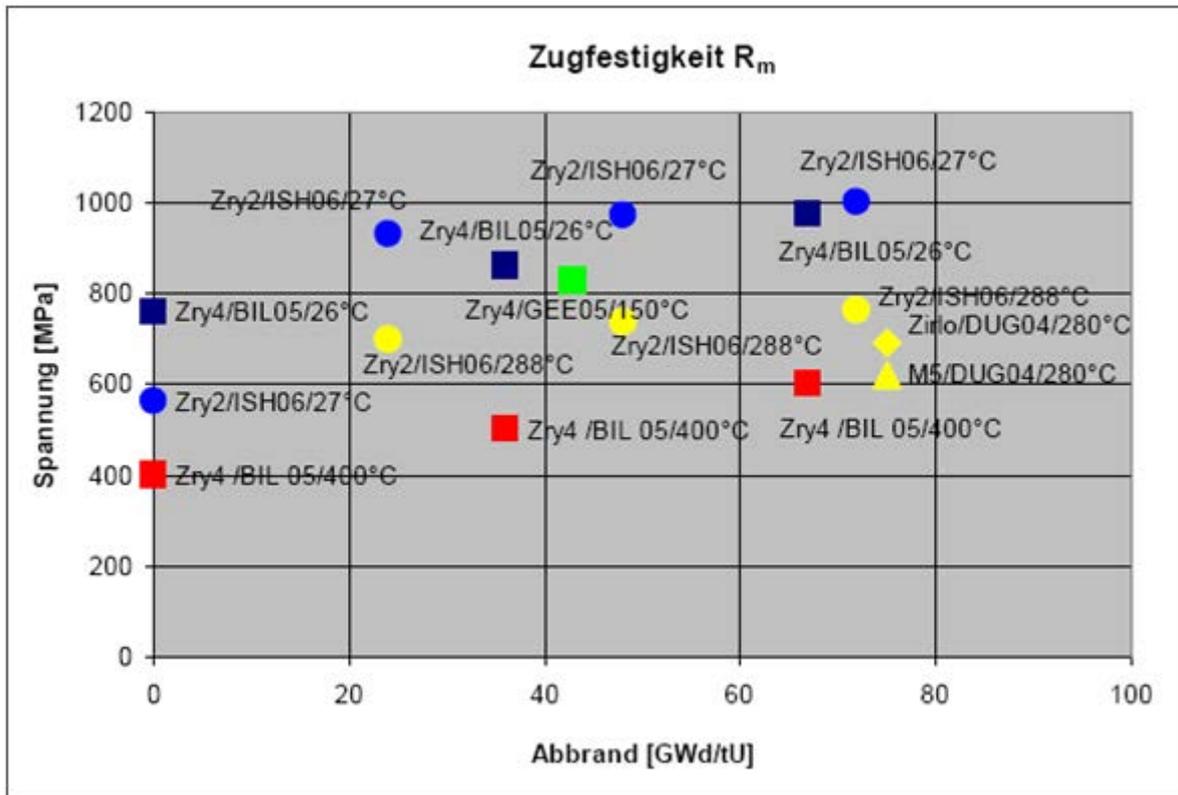
<b>Eigenschaft</b>	<b>Spannungsarm geglüht</b>	<b>Halb rekristal- lisiert</b>	<b>Rekristallisiert</b>
<b>Bei 25 °C</b>			
Zugfestigkeit [MPa]	785	660	520
(0,2%)-Dehngrenze [MPa]	600	490	370
<b>Bei 200 °C</b>			
Zugfestigkeit [MPa]	440	380	290
(0,2%)-Dehngrenze [MPa]	360	260	150
<b>Bei 400 °C</b>			
Zugfestigkeit [MPa]	---	300	190
(0,2%)-Dehngrenze [MPa]	300	220	130

Die in der Tab. A3-6 angegebenen (0,2%)-Dehngrenzen sind diejenigen Spannungen, die nach Entlastung zu einer bleibenden plastischen Verformung von 0,2% des Ausgangswertes führen.

Bewertet man den Einfluss von Neutronenstrahlung auf die mechanischen Werkstofffestigkeitswerte von Zircaloy, so ist festzustellen, dass sich die Festigkeit von Zircaloy bei der Bestrahlung mit schnellen Neutronen verbessert. Die Duktilität von Zircaloy nimmt hingegen mit der Zunahme der schnellen Neutronenfluenz ab, d.h. das Material wird spröder /KAN 71/.

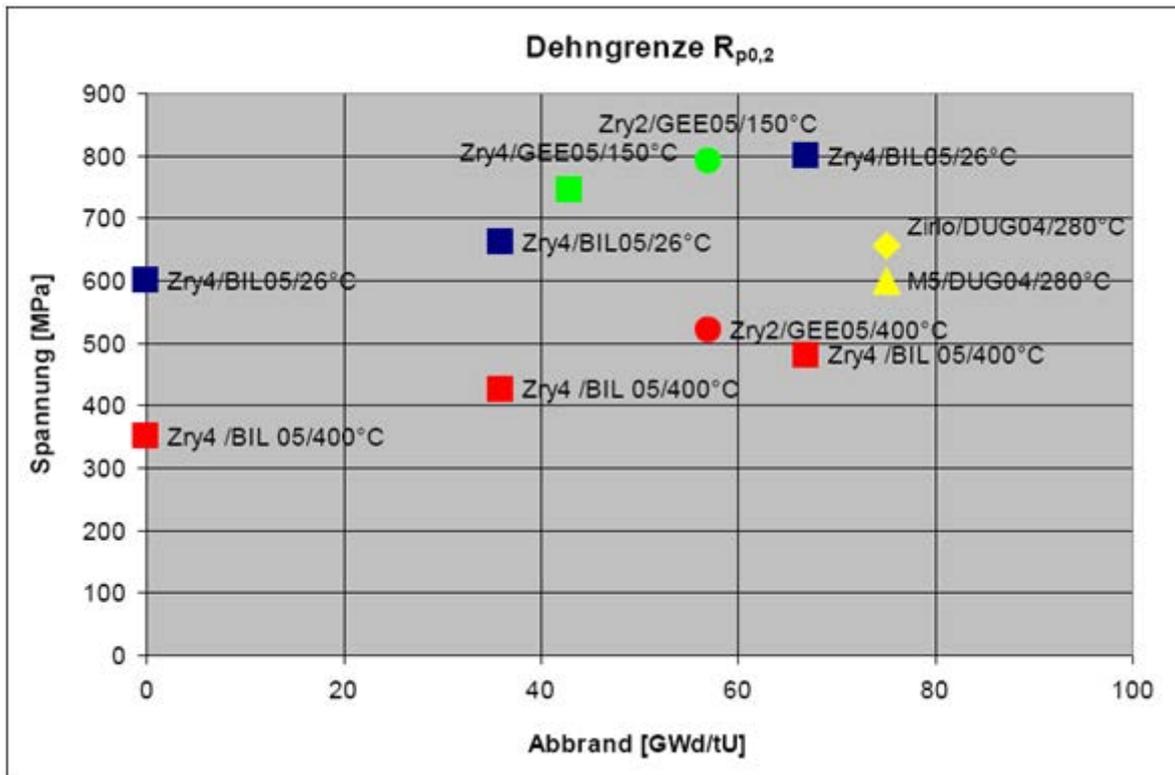
Für Zircaloy-4-Hüllrohre steigt die Zugfestigkeit  $R_m$  unter zunehmender Bestrahlung (0 bis 67 GWd/TU) um etwa 200 MPa an. Dabei nimmt die Duktilität bei Raumtemperatur von 14% auf 4% sowie bei 400°C von 14% auf 8% ab (siehe Abb. A3-4). Für den Temperatureffekt lässt

sich festhalten, dass bei einer Temperaturerhöhung von 25°C auf 400°C die Zugfestigkeit für jeden Bestrahlungswert erheblich abnimmt, während gleichzeitig ein Anstieg der Duktilität zu verzeichnen ist /SCR 10/.



**Abb. A3-4:** Vergleich experimentell ermittelter Zugfestigkeiten  $R_m$  für unterschiedliche Hüllrohrmaterialien in Abhängigkeit von der Temperatur und vom Abbrand /SCR 10/

Die vorhandene Datengrundlage hinsichtlich der (0,2%)-Dehngrenze  $R_{p0,2}$  verschiedener Hüllrohrmaterialien ist in Abb. A3-5 dargestellt. Der Darstellung ist zu entnehmen, dass die (0,2%)-Dehngrenze für Zircaloy-4 für keinen der betrachteten Abbrandzustände – auch bei einer Temperatur von 400°C – unter einen Spannungswert von 300 MPa fällt. Dabei kann die Hüllrohrtemperatur von 400°C durchaus als diejenige Bezugstemperatur herangezogen werden, die im Sinne der längerfristigen Zwischenlagerung die maximale Temperatur des Hüllrohrmaterials definiert. Die Auslegungskriterien für den CASTOR V/19 Behälter schreiben vor, dass die maximale Hüllrohrtemperatur der Brennstäbe einen Wert von 370°C nicht überschreiten darf.



**Abb. A3-5:** Vergleich experimentell ermittelter (0,2%)-Dehngrenzen  $R_{p0,2}$  für unterschiedliche Hüllrohrmaterialien in Abhängigkeit von der Temperatur und vom Abbrand /SCR 10/

Im Rahmen der weiteren Untersuchungen soll der Spannungswert von 300 MPa nicht zu 100% herangezogen werden, um eine entsprechende werkstoffspezifische Bezugsspannung  $\sigma_B$  zu definieren, von der man davon ausgehen kann, dass Hüllrohrspannungen, die kleiner als diese Bezugsspannung sind, nicht zu einem systematischen Hüllrohrversagen führen; es gilt:

$$\sigma_B = 0,7 \cdot R_{p0,2} \quad (11)$$

Auf der Basis der vorangestellten Erläuterungen sollen die Ergebnisse der nachfolgenden Bewertung der Hüllrohrspannungen des unterstellten Referenzsystems stets in Relation zur Bezugsspannung von 210 MPa gesetzt werden, d.h. für Gleichung (11) wird eine (0,2%)-Dehngrenze von 300 MPa für Zircaloy-4 unterstellt. Dabei soll das Kriterium gelten, dass ein systematisches Hüllrohrversagen ausgeschlossen werden kann, sofern  $\sigma_V < \sigma_B$  gilt.

### **A3.3 Anwendung des Bewertungsmodells auf den Referenzfall**

Die in diesem Abschnitt präsentierten Ergebnisse beziehen sich auf das bereits erwähnte (16x16-20)-Brennelement vom Typ Biblis als Referenzsystem, wobei für den betrachteten  $\text{UO}_2$ -Brennstoff eine Anfangsanreicherung von 4,4 Gew.-%  $^{235}\text{U}$  unterstellt wurde. Dieser Brennstoff erreichte entsprechend der OREST-V4-Simulation einen Entnahmeabbrand von 50 MWd/kgU. Dieser Abbrandwert ist typisch für jene Abbrände, die derzeit in kommerziellen Leichtwasserreaktoren erreicht werden (40 bis 50 MWd/kgU /SCR 10/).

Es sei an dieser Stelle noch einmal darauf hingewiesen, dass hinsichtlich des Bezugsszenarios von einem Heliumvordruck von  $3,0 \cdot 10^6$  Pa (30 bar) bei Raumtemperatur ausgegangen wurde. Mit Blick auf die Freisetzungsanteile wurde eine 100%-ige Helium-Freisetzung und eine jeweils 15%-ige Freisetzung der Gase Krypton und Xenon unterstellt. Das Brennstoffschwelen wurde entsprechend des erreichten Endabbrandes berücksichtigt (1,32% Brennstoffvolumenvergrößerung je 10 MWd/kgU). Die Wärmedehnung des Brennstoffs wurde berücksichtigt, die Hüllrohrwärmedehnung hingegen nicht. Der Außendruck auf das Referenzsystem wurde vernachlässigt.

Wird das Bewertungsmodell unter Berücksichtigung der genannten Randbedingungen auf das Referenzsystem angewandt, so erhält man die in der Tab. A3-7 aufgelisteten Ergebnisse. Aufgrund der Auslegungskriterien für den CASTOR V/19 Behälter darf die maximale Hüllrohrtemperatur der Brennstäbe einen Wert von 370°C (643 K) nicht überschreiten. Die in der Tabelle angegebene Gastemperatur von 690 K ergibt sich als Summe aus dieser Maximaltemperatur der Hüllrohre und einem Zuschlag, der mit Blick auf die Gastemperatur im Brennstabinneren den Temperaturgradienten innerhalb eines Brennstabes abdecken soll. Die durchgeführte Bewertung basiert derzeit nicht auf einen realistischen Gastemperaturverlauf im Brennstabinneren über der Abklingzeit. Jedoch wird in /SCR 10/ ausgeführt, dass man bis zum Ende des bislang genehmigten Zwischenlagerzeitraums von 40 Jahren mit einer Hüllrohrtemperatur von 200°C (490 K) rechnen kann. Daher sind in der Tab. A3-7 ab dem Zeitpunkt von 40 Jahren Abklingzeit die entsprechenden Bewertungsergebnisse für eine Gastemperatur von 490 K in Klammern aufgeführt.

**Tab. A3-7:** Ergebnisse der durchgeführten Bewertung

<b>Zeit [a]</b>	<b>Gastemp. [K]</b>	<b><math>p_i</math> [MPa]</b>	<b><math>\sigma_v</math> [MPa]</b>	<b><math>r_{a,min}</math> [mm]</b>
0 *)	690	18,1821	125,181	5,04352
10	690	18,3900	126,613	5,04862
20	690	18,5331	127,598	5,05213
30	690	18,6733	128,563	5,05559
40	690 (490)	18,8083 (13,0124)	129,492 (89,5886)	5,05892 (4,92160)
50	690 (490)	18,9377 (13,1023)	130,384 (90,2075)	5,06212 (4,92364)
60	690 (490)	19,0616 (13,1883)	131,236 (90,7996)	5,06518 (4,92560)
70	690 (490)	19,1808 (13,2711)	132,057 (91,3694)	5,06814 (4,92749)
80	690 (490)	19,2952 (13,3505)	132,845 (91,9161)	5,07098 (4,92930)
90	690 (490)	19,4052 (13,4269)	133,602 (92,4421)	5,07372 (4,93105)
100	690 (490)	19,5108 (13,5002)	134,329 (92,9469)	5,07635 (4,93273)

\*) entspricht dem Zeitpunkt der Entladung der Brennelemente aus dem Reaktorkern

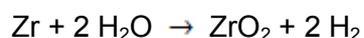
Die Partialdrücke der Edelgase Helium, Krypton und Xenon, die sich über der Abklingzeit in einem Brennstab aufbauen, können mittels Gleichung (2b) unter Berücksichtigung der relevanten Randbedingungen und der zuvor aufgeführten Daten mit Bezug auf den gewählten Referenzfall berechnet werden. Der gesamte Edelgasdruck in einem Brennstab ergibt sich nach dem Dalton-Gesetz aus der Summe der berechneten Partialdrücke. Dieser Gesamtdruck  $p_i$  ist in der dritten Spalte der Tab. A3-7 aufgeführt, gefolgt von der Vergleichsspannung  $\sigma_v$  gemäß Gleichung (8) in der vierten Spalte. Die fünfte Spalte gibt den minimalen Außenradius  $r_{a,min}$  eines Hüllrohres entsprechend der aufgeführten Bedingungen bei ansonsten konstanter Stabgeometrie an. Würde sich der Hüllrohräußenradius über den angegebenen Minimalwert hinaus weiter verringern, so würde die Vergleichsspannung  $\sigma_v$  nach der Gestaltungsenergie-Hypothese die unterstellte Bezugsspannung von 210 MPa überschreiten.

### A3.4 Diskussion der Ergebnisse

Bezieht man sich auf den in Tab. A3-7 angegebenen Maximalwert der Vergleichsspannung (134,3 MPa), so ist festzustellen, dass dieser Wert die unterstellte Bezugsspannung von 210 MPa zu etwa 64% ausschöpft. Dabei nimmt die Bezugsspannung ihrerseits nur zu 70% vom niedrigsten Wert der (0,2%)-Dehngrenze von Zircaloy-4 (ca. 300 MPa) unter Reaktoreinsatzbedingungen Kredit (siehe Abb. A3-5). Unter Berücksichtigung der Rahmenbedingungen des Bewertungsmodells kann eine Hüllrohrvergleichsspannung von 134,3 MPa unter realen Einsatzbedingungen als unrealistisch angesehen werden, da dieser Wert zwar von einer maximalen Gasfreisetzung aus der Brennstoffmatrix für den betrachteten Zeitpunkt von 100 Jahren nach Brennelement-Entladung ausgeht, dabei aber die Abkühlung des Brennstoffs über den Betrachtungszeitraum nicht berücksichtigt. Nach 40 Jahren Zwischenlagerung hat man in der Praxis eher mit Druck- und Spannungsbedingungen zu rechnen, wie sie durch die eingeklammerten Werte in der Tab. A3-7 quantifiziert werden.

Orientiert man sich an einem minimalen Hüllrohraußenradius von ca. 5,08 mm (siehe Tab. A3-7) nach 100 Jahren Abklingzeit, so ist festzuhalten, dass auch die Hüllrohrwandstärke noch einen Sicherheitsspielraum bereithält, von dem in gewissen Grenzen Kredit genommen werden kann. Der spezifizierte Hüllrohraußenradius beträgt – bezogen auf seinen Nennwert – 5,375 mm, d.h. es kann von einem Sicherheitsspielraum von 295 µm ausgegangen werden. Dieser Spielraum ist notwendig, um bestimmte Degradationseffekte (Hüllrohroxidation, Fretting), die aus dem Einsatz der Brennstäbe im Reaktorkern resultieren, abzufedern.

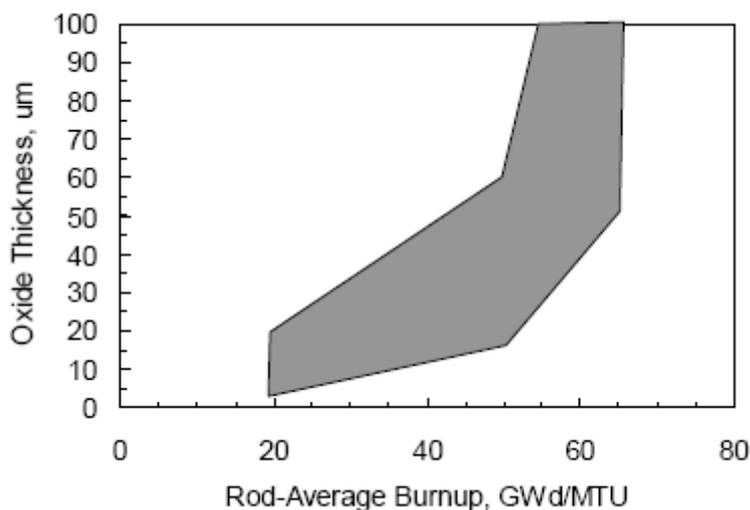
Die Oxidation des Hüllrohrmaterials erfolgt aufgrund folgender chemischer Reaktion:



Dabei entsteht an der äußeren Brennstaboberfläche eine  $\text{ZrO}_2$ -Deckschicht, die relativ korrosionsbeständig ist. Weiterhin ist festzuhalten, dass ein Teil des gebildeten Wasserstoffs in das Hüllrohrmaterial diffundiert und dort Zirkoniumhydrid ( $\text{ZrH}_2$ ) bildet, welches zu einer Versprödung und Volumenvergrößerung des Hüllrohrmaterials führt. Bei zunehmendem Was-

serstoffgehalt beobachtet man eine Zunahme der Festigkeit des Hüllrohrmaterials, was mit einer Verringerung der Duktilität einhergeht („Wasserstoffversprödung“).

Hinsichtlich der  $ZrO_2$ -Oxidschicht wird derzeit davon ausgegangen, dass die Integrität der Brennstäbe ab einer Schichtdicke von 150  $\mu m$  gefährdet ist. Daher ist in Deutschland entsprechend der sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen für die Auslegung des Reaktorkerns festgelegt, dass auf der Basis zyklusspezifischer Vorkalkulationen die Oxidschichtdicke einen Wert von 100  $\mu m$  nicht überschreiten darf /SCR 10/. Trägt man den beobachteten Bereich der Oxidschichtdicke über den mittleren Stababbrand auf, so erhält man das in Abb. A3-6 dargestellte Bild /MCK 03/. Wie zu erkennen ist, kann bei einem mittleren Stababbrand von 50  $MWd/kgU$  von einer Oxidschichtdicke ausgegangen werden, die sich unterhalb von 100  $\mu m$  bewegt.



**Abb. A3-6:** Bereich der beobachteten Oxidschichtdicke als Funktion des mittleren Stababbrandes ( $GWd/MTU = \text{Gigawatt Days per Metric Ton of Uranium}$ ) /MCK 03/

Geht man vom maximal zulässigen Wert der Oxidschichtdicke (100  $\mu m$ ) entsprechend der in Deutschland geltenden sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen für die Auslegung des Reaktorkerns aus, und berücksichtigt man den zuvor erwähnten Sicherheitsspielraum (295  $\mu m$ ), der sich auf den äußeren Hüllrohrradius bezieht, so lässt sich schlussfolgern, dass auch ein mechanischer Angriff („Fretting“) auf die Hüllrohrwände nicht sofort zu einem Versagen der Brennstabhüllen führen dürfte, solange sich die entsprechende Verringerung der Wanddicke in adäquaten Grenzen bewegt.

### **A3.5 Zusammenfassung und Schlussfolgerungen**

Im Rahmen der Bewertung der längerfristigen Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente in Deutschland ergibt sich die Frage nach der Langzeitintegrität der Brennstabhüllrohre. Zur Beantwortung dieser Frage wurde ein idealisiertes Rechenmodell entwickelt, mit dessen Hilfe es möglich ist, die mechanischen Hüllrohrbelastung, die sich durch den Gasdruckaufbau in den Brennstäben über einen Zeitraum von 100 Jahren ergeben, zu bewerten und auf der Basis der errechneten Belastungswerte Aussagen bezüglich der Hüllrohrintegrität abzuleiten.

Dabei versteht es sich von selbst, dass die Ergebnisse derartiger Modelle immer im Kontext der angestellten Überlegungen bzw. der Annahmen und Randbedingungen des verwendeten Rechenmodells bewertet werden müssen. Effekte, die nicht für die Modellentwicklung berücksichtigt wurden, können auf der Grundlage einer entsprechenden Untersuchung auch nicht bewertet werden. Jede allgemeingültige Aussage bezüglich der Dichtheit der Hüllrohre nach 100 Jahren Zwischenlagerung, die sich ausschließlich auf die Ergebnisse des präsentierten Bewertungsmodells stützt, ist daher unzulässig. Unter Berücksichtigung der getroffenen Annahmen sowie der verwendeten Randbedingungen liefert indes auch das verwendete Bewertungsmodell Indizien, die darauf hindeuten, inwieweit mit einem systematischen Hüllrohrversagen gerechnet werden muss oder nicht.

Basierend auf den Ergebnissen der vorliegenden Bewertung kann die Aussage abgeleitet werden, dass keine Effekte nachgewiesen werden konnten, die ein systematisches Hüllrohrversagen vermuten lassen.

Abschließend sei darauf hingewiesen, dass sich die vorliegende Untersuchung auf ein konkretes Brennelement-Design abstützt, wobei von mittleren Abbrandverhältnissen ausgegangen wurde. Daher sind die aufgezeigten Resultate im Sinne einer globalen Brennstabbewertung aufzufassen. In der Realität muss man sicher – je nach Bestrahlungshistorie bzw. je nach Position des relevanten Brennelements im Reaktorkern unter Berücksichtigung der Höhenkoordinate des betrachteten Brennstabes – von lokalen Überschreitungen des durchschnittlichen Brennstoffabbrandes ausgehen. Die Bewertung lokaler Effekte als auch die Berücksichtigung anderer bzw. modernerer Brennelementkonstruktionen bleibt weiteren Untersuchungen vorbehalten.

## A3.6 Referenzen

- /ETB 10/ The Engineering Toolbox:  
Stress in Thick-Walled Tubes or Cylinders. Link:  
[http://www.engineeringtoolbox.com/stress-thick-walled-tube-d\\_949.html](http://www.engineeringtoolbox.com/stress-thick-walled-tube-d_949.html), abgerufen am 31.03.2010
- /FIN 99/ J.K. Fink:  
Thermal Expansion of Solid Uranium Dioxide – Summary and Recommended Equations. Argonne National Laboratory (ANL), Juni 1999. Link:  
[http://www.insc.anl.gov/matprop/uo2/thrm\\_exp/solid/expsuo2.pdf](http://www.insc.anl.gov/matprop/uo2/thrm_exp/solid/expsuo2.pdf), abgerufen am 20.04.2010
- /HEU 05/ R. Heuss:  
Thermisches Versagen von Reaktordruckbehältern bei extremen Störfällen in Druckwasserreaktoren – Analyse und Verbesserungsvorschläge. Dissertation, Fakultät für Maschinenwesen der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule Aachen, Juni 2005. Link:  
[http://darwin.bth.rwth-aachen.de/opus3/volltexte/2006/1332/pdf/Heuss\\_Ruth.pdf](http://darwin.bth.rwth-aachen.de/opus3/volltexte/2006/1332/pdf/Heuss_Ruth.pdf), abgerufen am 20.04.2010
- /HES 86/ U. Hesse, W. Denk und H. Deitenbeck:  
OREST – eine direkte Kopplung von HAMMER und ORIGEN zur Abbrandsimulation von LWR-Brennstoffen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-63, November 1986. ISBN 3-923875-12-6
- /HES 87/ U. Hesse:  
Die Aktivierung der Strukturmaterialien von DWR-UO<sub>2</sub>-Brennelementen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Technischer Bericht, Februar 1987
- /HES 05/ U. Hesse, J. Sieberer, K. Hummelsheim, E. Moser und S. Langenbuch:  
OREST-V04 – User Instruction. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, September 2005

- /KAN 71/ M. Kangilaski:  
NASA Contractor Report: Radiation Effects Design Handbook. Section 7: Structural Alloys. NASA CR-1873, Oktober 1971
- /LID 04/ D.R. Lide:  
Handbook of Chemistry and Physics. 85<sup>th</sup> Edition. CRC Press Inc., Boca Raton (FL), 2004. ISBN 0849304857
- /MCK 03/ M.A. McKinnon und M.E. Cunningham:  
Dry Storage Demonstration for High-Burnup Spent Nuclear Fuel – Feasibility Study. Report No. PNNL-14390. EPRI (Palo Alto, CA), U.S. Department of Energy (Washington, DC), August 2003. Link:  
[http://www.pnl.gov/main/publications/external/technical\\_reports/PNNL-14390.pdf](http://www.pnl.gov/main/publications/external/technical_reports/PNNL-14390.pdf),  
abgerufen am 31.03.2010
- /NEA 95/ Nuclear Energy Agency (NEA):  
Scientific Issues in Fuel Behaviour – A report by an NEA Nuclear Science Committee Task Force. Januar 1995. Link:  
<http://www.nea.fr/science/docs/pubs/nea0213-fuel.pdf>, abgerufen am 20.04.2010
- /QUA 88/ U. Quade:  
Edelgasproduktion und Druckgasaufbau in UO<sub>2</sub>- und MOX-Brennstäben. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Technischer Bericht, März 1988
- /SCR 10/ E. Schrödl:  
Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten von Brennstäben mit hohem Abbrand bei mechanischen Unfallbelastungen beim Transport. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3490, März 2010
- /WUN 98/ F. Wunderlich, R. Eberle und M. Gärtner:  
Brennstäbe von Leichtwasserreaktoren – Auslegung und Betriebsverhalten. Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln, Mai 1998. ISBN 3-88585-839-8

- /ZHO 07/ G. Zhou, A.R. Massih, L. Hallstadius, D. Schrire, S. Helmersson, R. Källström, G. Wikmark und C. Hellwig:  
Fuel Performance Experience, Analysis and Modelling: Deformations, Fission Gas Release and Pellet-Clad Interaction. Proceedings of the 2007 International LWR Fuel Performance Meeting, San Francisco (CA), 30.09. - 03.10.2007
- /ZIE 84/ A. Ziegler und J. Heithoff:  
Lehrbuch der Reaktortechnik, Band 2. Springer-Verlag, Berlin - Heidelberg - New York - Tokyo, 1984. ISBN 3-540-13180-9
- /ZWI 06/ H.-U. Zwicky und S. Lundberg:  
Kernbrennstoff: Gesamtheitliche Betrachtung der neueren Entwicklung. Bericht erstellt für Eidgenössische Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen. Zwicky Consulting GmbH, ZC-06/001, 27. September 2006. Link:  
[http://www.bfe.admin.ch/php/modules/publikationen/stream.php?extlang=de&name=de\\_141863839.pdf](http://www.bfe.admin.ch/php/modules/publikationen/stream.php?extlang=de&name=de_141863839.pdf), abgerufen am 31.03.2010

## **Anhang A4**

### **Reisebericht zur Tätigkeit im Technical Meeting: TM on Technical Conditions for Radioactive Waste Long Term Storage. 26.-30.11.2007, Wien, IAEA**

G. Schmidt (Öko-Institut e.V.)

#### **Themen**

1. Berichte der Teilnehmerländer über die Situation der Zwischenlagerung
2. Arbeitsgruppen zur Bearbeitung des IAEA Draft TECDOC

#### **Teilnehmende Länder**

- Europa: Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Italien, Litauen, Niederlande, Russland, Slowakei, Ukraine, Ungarn
- Afrika: Südafrika
- Amerika: Argentinien, Kanada, Kuba, USA
- Asien: China, Indien

Nicht vertreten waren u.a. Großbritannien, Japan, Südkorea.

#### **Verantwortliche bei der IAEA**

Waste Management Section: Zoran Drace (Leitung), Vladimir Tsyplenkov (Textentwurf)

## **Teilnehmer von deutscher Seite**

Herr Dr. Peter Brennecke (BfS) - Delegationsleitung, Herr Dr. Alexander Ellinger (GRS), Frau Ute Oppermann (GRS), Herr Stefan Alt (Öko-Institut), Herr Gerhard Schmidt (Öko-Institut)

## **Ergebnisse und Eindrücke**

### ***Länderberichte***

Im Vergleich der einzelnen Länderberichte sind folgende Aspekte als Veranlassung der Diskussion des Themas „Long Term Storage“ erwähnenswert:

1. Insbesondere für HLW ist weltweit noch kein Endlager realisiert oder wird aus jetziger Sicht in wenigen Jahren verfügbar sein. Die Zwischenlagerung ist daher erforderlich.
2. In vielen Ländern haben sich generell die Erwartungen, wann mit einem Endlager zu rechnen ist, zeitlich weit nach hinten geschoben, so dass sich der Betrieb bestehender Lagereinrichtungen zeitlich verlängert bzw. neue Einrichtungen errichtet werden müssen, wenn die bestehenden Lagerkapazitäten in Reaktorpools oder bestehenden Zwischenlagern nicht ausreichen.
3. In einigen Ländern hat die Verzögerung oder das Scheitern von Diskussionen und Versuchen, Endlagerprojekte in Gang zu bringen, dazu geführt, dass die längerfristige Lagerung als gesellschaftlich-politischer Minimalkonsens realisiert wird.
4. In einigen Ländern besteht ein Konsens auf politisch-gesellschaftlicher Ebene darüber, die Endlagerung erst nach sehr langen Zeiträumen (z.B. 100 Jahre) anzugehen.
5. In einigen osteuropäischen Ländern ist häufig auch eine ursprünglich zeitlich unbefristete oberflächennahe Endlagerung schwach- bis mittelradioaktiver Abfälle betrieben worden, die sich mit zunehmenden Erfahrungen heute als problematisch herausstellt. In einigen Fällen besteht z.B. wegen festgestellter Grundwasserkontaminationen Anlass, den Status dieser Endlager zu überdenken, gegebenenfalls die Abfälle zu bergen und zwischenzulagern.

Aus den Berichten der Teilnehmerländer soll im Folgenden auf einige länderspezifische Besonderheiten hingewiesen werden. Die einzelnen Präsentationen sind in der Arbeitsakte zum Projekt 3607R02599 hinterlegt, auf den vollständigen Inhalt aller Präsentationen wird daher hier nicht eingegangen.

### *Belgien*

Im belgischen Beispiel eines Zwischenlagers für  $\alpha$ -strahlenden LLW (Dessel, Storage Building 155) wurde der Auslegung eine Betriebsdauer von 80 Jahren zugrunde gelegt.

### *Finnland*

Das finnische KKW Loviisa ist auf eine derzeit genehmigte Betriebsdauer von 50 Jahren ausgelegt. Die Lager für abgebrannte Brennelemente am Standort Loviisa sollen für insgesamt 73, das Lager für flüssige Abfälle für insgesamt 76 Jahre dimensioniert sein. Beide vorgestellten Lager wurden 1977 in Betrieb genommen. Seit 1980 laufen Langzeituntersuchungen zur Haltbarkeit von Beton-Behältern.

### *Frankreich*

Für das Lager für verglaste Abfälle in La Hague (Inbetriebnahme 1995) wird eine Lebensdauer von mehr als 50 bis hin zu 100 Jahren erwartet.

Allerdings gilt die Eignung der bestehenden Lager für eine 100-jährige Lebensdauer behördlicherseits nicht als nachgewiesen. Daher wird weiterer Untersuchungsbedarf gesehen hinsichtlich des Langzeitverhaltens von bewehrtem Beton unter thermischer Beanspruchung, der Dauerhaftigkeit der Abfallverpackung, der Verfügbarkeit der passiven Kühlsysteme (thermische Konvektion) und der Methoden für Monitoring und Überwachung.

### *Italien*

Italien hat 1987 in einem Referendum den Ausstieg aus der energetischen Nutzung der Kernenergie beschlossen und durchgeführt. Abgebrannte Brennelemente wurden noch bis 2005 zur Wiederaufarbeitung zu BNFL gebracht. Für eine verbliebene Restmenge wurde

2005 entschieden, diese bei AREVA in Frankreich aufarbeiten zu lassen. Der Abtransport wurde zwischen 2005 und 2007 durchgeführt. Mit der Rücklieferung von HAW-Kokillen aus Großbritannien wird erst ab 2020 gerechnet, mit der Rücklieferung von HAW-Kokillen und zugehörigem LLW / MAW aus Frankreich wird ab 2025 gerechnet. Entsprechende Lagermöglichkeiten müssen erst zu diesen Zeitpunkten verfügbar sein. Bezüglich des abgetrennten Plutoniums besteht die Hoffnung, es als MOX-Brennstoff an andere Betreiber abgeben zu können.

Das Verfahren zur Standortsuche für ein geeignetes Endlager war nicht erfolgreich, daher besteht kaum Hoffnung, direkt mit der Rücklieferung der HAW-Kokillen mit der Einlagerung in ein Endlager beginnen zu können. Für die rückgeführten verglasten Abfälle und LLW hofft Italien, wenn eine nationale Lösung nicht erreicht wird, auf ein europäisches Endlager in tiefen geologischen Formationen.

### *Litauen*

In Litauen, wie offenbar in etlichen Staaten der ehemaligen Sowjetunion oder des ehemaligen Ostblocks, bestehen Probleme mit einem vorhandenen oberflächennahen Endlager, das von 1963 bis 1988 aktiv betrieben wurde. Die oberflächennah versenkte Anlage aus Beton mit Kammerhöhlräumen, nach einem einheitlichen Design mit der Bezeichnung „Radon“ (sowjetische Bauart) errichtet, diente der oberflächennahen Endlagerung von 120 m<sup>3</sup> festen radioaktiven Abfalls aus Forschung, Medizin und Industrie.

Die Einlagerung wurde bei ca. 60% Kapazitätsausnutzung wegen Sicherheitsbedenken geschlossen und die Resthöhlräume wurden verfüllt. 2005 wurden signifikant erhöhte Gehalte an Tritium im Grundwasserabstrom festgestellt.

Das Lager wurde daraufhin durch eine neue, am Stand der Deponietechnik orientierte Oberflächenabdeckung mit Kunststoffdichtungsbahnen aufgewertet und wird jetzt nicht mehr als Endlager sondern als „sicheres Zwischenlager“ bezeichnet. Nach unserer Einschätzung ist die Haltbarkeitsdauer der Dichtungsbahnen aus Erfahrungen im Deponiebau auf ca. 30 Jahre begrenzt. Die vorgesehene Betriebsdauer ist genehmigungsrechtlich nicht begrenzt, allerdings ist in 10-jährigem Turnus eine Evaluierung vorgesehen.

## *Russland*

Die Anzahl Zwischenlager ist unübersichtlich. In Russland bestehen derzeit rund 1.200 Zwischenlager, aufgeteilt nach 30 verschiedenen Lagertypen für feste und 18 Lagertypen für flüssige radioaktive Abfälle. Endlager für LLW sollen nach derzeitigem Diskussionsstand in 24 Regionen der russischen Föderation gebaut werden. Hinzu kommen zwei Standorte für HLW.

In Russland wird der Begriff „non-retrievable waste storages“ verwendet. Hierzu zählen verschlossene Gruben, Bunker, Gräben und sogar unterirdische Bassins für flüssige Abfälle, für die eine Rückholung der eingelagerten radioaktiven Abfälle nicht vorgesehen oder „nach Expertenmeinung nicht möglich“ ist.

Für die Suche nach einem Endlagerstandort werden in Russland mittlerweile auch Permafrostböden diskutiert.

## *Slowakei*

Nach der Inbetriebnahme und dem geplanten Ausbau eines oberflächennahen Endlagers für LILW betrachtet die Slowakei die Zwischenlagerung von LILW lediglich als logistischen Puffer, nicht als Langzeitlagerung. Zukünftig wird allerdings ein Bedarf an Langzeitzwischenlagerung für Abfälle aus der Stilllegung des Reaktors NPP V1 gesehen. Die Neubauvorbereitung am gleichen Ort wird in diesem Zusammenhang auch berücksichtigt. Geplant ist eine „Integral Storage Facility“ für verschiedene Abfallarten am Standort. Deren Lagerungsdauer ist nicht spezifiziert.

## *Ukraine*

Die Ukraine baut derzeit ein Zwischenlager (ISF-2) für abgebrannte Brennelemente aus dem KKW Tschernobyl, das eine genehmigte Lebensdauer von zunächst 100 Jahren haben soll. Dieses Projekt hat im Teilnehmerkreis verstärktes Interesse hervorgerufen, da die ursprüngliche Planung von der ukrainischen Seite verworfen wurde und eine grundlegende Neuplanung des Projekts erfolgte.

Wichtiger Standortfaktor bei der Genehmigung des Zwischenlagers ist, dass die Region Tschernobyl bereits erhebliche Vorbelastungen aus der Katastrophe von 1986 aufweist, was nach ukrainischer Auffassung offenbar aufgrund der für die Region bereits geltenden Einschränkungen zur Eignung des Standorts beiträgt.

### *Ungarn*

In Ungarn wird der Begriff der Langzeitlagerung uneinheitlich gehandhabt. Grundsätzlich werden Lagerzeiträume > 50 Jahren als Langzeitlagerung bezeichnet. Der Begriff „long term storage“ wird aber auch im Zusammenhang mit der Lagerung von  $\alpha$ -strahlendem LLW für Zeiträume von 30 bis 50 Jahren gebraucht. Für Zeiträume von 20-30 Jahren wird der Begriff „medium term storage“ verwendet.

Betroffen von der Langzeitlagerung sind abgebrannte Brennelemente, die nicht wie früher üblich nach Russland zurückgeliefert werden sollen, sowie Strahlenquellen, deren ursprünglich oberflächennahe Entsorgung („Radon type facility“, siehe Litauen) versagt hat und die nun rückgeholt, neu verpackt und in einem zum Lager umgebauten ehemaligen Technikgebäude zusammen mit anderem verpacktem LLW langzeitwischengelagert werden.

Die Lagerkapazitäten an den KKW-Standorten für Betriebsabfälle sind erschöpft, noch dichtere Lagerung macht das Monitoring schwierig. Einige der alten Kammern der „Radon“-Anlage sollen daher zur „Langzeitzwischenlagerung“ von  $\alpha$ -strahlendem LLW „umgenutzt“ werden.

### *Südafrika*

Auf den bewaffneten Einbruch in das südafrikanische Kernforschungszentrum Anfang November 2007 angesprochen, erwähnte der südafrikanische Vertreter einen interessanten Zusatzaspekt: Der südafrikanische Betreiber NECSA hat in den vergangenen Jahren deutlich Personal abgebaut (von ursprünglich ca. 3.500 auf ca. 1.500 Stellen), was offenbar sicherheitsrelevante Auswirkungen auf den Werkschutz auf dem Werksgelände hatte und den Einbruch auf dem Gelände nach seiner Einschätzung begünstigte.

### *Argentinien*

In Argentinien wurde ein ursprünglich als Endlager für LLW errichtetes Grabensystem („Solid Waste Trenches“) aufgrund von Sicherheitsbedenken nicht aus der behördlichen Überwachung entlassen. Eine Rückholung ist nicht geplant, das System gilt nun als „final disposal under extended institutional control“, d.h. die Definition wurde der realen Situation angepasst.

### *Kanada*

Das kanadische Beispiel eines oberflächennahen Endlagers für LLW aus Forschung, Medizin und Industrie am Standort der Chalk River Laboratories weist Grundwasserkontaminationen mit Tritium im Abstrom des in sandigem Untergrund eingerichteten Endlagers auf. Diese Kontamination macht eine dauerhafte Grundwasseraufbereitung im Abstrom erforderlich, deren Ende derzeit nicht abzusehen ist. Die ursprünglich als Endlager konzipierte Lagereinrichtung hat demzufolge ihren Charakter und die Bezeichnung gewechselt, aus dem „Endlager“ wird ein „Langzeitlager“.

Ein weiterer erwähnenswerter Aspekt sind 21 unterirdische Lagertanks, in den teilweise seit mehreren Jahrzehnten 300 m<sup>3</sup> flüssige radioaktive Abfälle gelagert werden. Diese Tanks sollen nun entleert und in zwei Großtanks zur weiteren Behandlung zusammengeführt werden.

Für abgebrannte Brennelemente aus den kanadischen CANDU-Reaktoren werden in Kanada Beton-Container verschiedener Größen (für 1,9 bis 10,3 MgU) und als MACSTORE bezeichnete Lagermodule aus Beton (für 228 bzw. 130 MgU) verwendet. Das System wird auch ins Ausland exportiert (Rumänien, Südkorea).

### *Kuba*

In Kuba wird kein Kernkraftwerk betrieben, das einzige diesbezügliche Vorhaben wurde nie fertig gestellt. Radioaktive Abfälle fallen daher nur aus Forschung, Medizin und Industrie an. Die Lagerung dieser Abfälle erfolgt in einem mit Erde überdeckten Betonbunker. Wesentliches Problem ist hier die Bauwerksalterung und die Behälterkorrosion unter den vorherr-

schenden feucht-tropischen Klimabedingungen. Die Lageranlage wird daher kontinuierlich gewartet und nachgerüstet.

### *USA*

Der US-amerikanische Beitrag verweist auf den Grundsatz, dass Langzeit-Zwischenlagerung keine bevorzugte Option gegenüber der Endlagerung darstellt, dass lange Lagerzeiträume aber aus verschiedenen Verfahrensgründen (Verzögerungen gegenüber der ursprünglichen Planung, viele verschiedene Verfahrensbeteiligte mit divergierenden Interessen, bei LLW auch unterschiedliche Regulierungen in den einzelnen US-Bundesstaaten) offenbar unvermeidlich sind.

Interessantes Detail ist in diesem Zusammenhang, dass die US-amerikanische Abfallklassifikation keine strahlungsbedingte Untergrenze für schwach radioaktive Abfälle kennt, dass demzufolge also keine Freigabe entsprechender Abfälle nuklearer Herkunft erfolgen kann.

### *China*

In China wird die schnellstmögliche oberflächennahe Endlagerung von LLW angestrebt. Zwischenlager dienen demzufolge nur als Puffer, die Lagerdauer der einzelnen Abfallbinde ist regulatorisch auf 5 Jahre beschränkt. Für HLW ist die Diskussion über eine Langzeitlagerung gegenüber einer rückholbaren Endlagerung noch nicht abgeschlossen.

### *Indien*

Indien plant eine Langzeitlagerung für langlebigen LLW und für HLW, im Hinblick auf die noch nicht erfolgte Entscheidung hinsichtlich der Endlagerung. Unterschieden wird zwischen „Transit Storage“ (logistische Pufferlager für unbehandelte Abfälle, Lagerzeit 5 bis 10 Jahre) und „Interim Storage“ (Zwischenlagerung, Lagerzeit ca. 20 Jahre).

Für HLW wird die gekühlte Lagerung wärmeentwickelnder Abfälle über einen Zeitraum von 30 Jahren als „Long Term Storage“ bezeichnet.

Undefinierte längere Lagerzeiträume werden als „Extended Storage“ bezeichnet. Im Hinblick auf die Langzeitsicherheit von Lagereinrichtungen hat Indien als Reaktion auf jüngste Entwicklungen die Auslegungsgesichtspunkte „Tsunami“ und „Global Warming“ als Designparameter aufgenommen.

### ***Arbeitsgruppen zur Textbearbeitung des TECDOC***

Der seitens der IAEA vorgestellte Textentwurf enthält eine Zusammenstellung ausgewählter „lessons learnt“ aus einer internationalen Umfrage, sowie eine Zusammenstellung von Inhalten, die bereits in anderen IAEA-Publikationen hinreichend und umfassend publiziert sind. Der Text wurde daher von allen Teilnehmern des Meetings grundlegend überarbeitet und neu strukturiert mit dem Ziel, die speziellen Aspekte einer Langzeitlagerung mit einem Lagerzeitraum von 100 Jahren oder mehr herauszuarbeiten und zu benennen. Dabei galt es u.a. auch das Verständnis des Begriffs „Long Term Storage“ zu vergleichmäßigen, da hier auch in den Ländern erhebliche Unterschiede in der Lesart festzustellen sind.

Aus deutscher Sicht wichtig war es, den Vorrang der Endlagerung vor einer Langzeitzwischenlagerung deutlicher zu betonen, als dies im Erstentwurf der Fall war.

Von deutscher Seite neu in die Diskussion eingebracht wurde der aus der Reaktortechnik stammende Begriff des „Ageing Management“. Der Begriff wurde im Kapitel „Operation“ näher ausgearbeitet. Er findet ggf. auch Eingang in ein weiteres IAEA-Dokument (z.B. „Ageing Management of Storage Facilities“).

Der aktuelle Textentwurf des IAEA TECOC (Draft Version October 2007) ist in der Arbeitsakte zum Projekt 3607R02599 hinterlegt.

Folgende Arbeitsgruppen wurden gebildet:

### **Kapitel 1 bis 4 und 7 (Introduction, Objectives, Technologies, Lessons Learnt)**

Deutscher Teilnehmer: Herr Dr. Peter Brennecke (BfS)

Hier wurden zahlreiche Änderungsvorschläge eingebracht und teilweise auch aufgenommen.

## **Kapitel 5 (Design)**

Deutscher Teilnehmer: Herr Stefan Alt (Öko-Institut)

Die „Design Working Group“, bestehend aus Vertretern aus Belgien, Frankreich, Deutschland, Indien, Kanada, Kuba, Slowakei und Ukraine, hat das von ihr zu bearbeitende Kapitel vollständig neu strukturiert und überarbeitet. Dabei wurden insbesondere Langzeitaspekte wie

- Neubewertung bestehender Anlagen bei Überschreitung der geplanten Lebensdauer,
- geänderte Risikobewertungen für die Standortparameter (z.B. Bemessungshochwasser, Ereigniswahrscheinlichkeit für Naturkatastrophen wie Hochwasser),
- Design-Life: Spezifikationen der Bauteile und Geräte und deren planmäßiger Ersatz,
- Kapazitätsplanung,
- Pflege des Inhalts und Lesbarkeit der erhobenen Daten,
- ggf. Erfordernis einer aktiven Belüftung

hervorgehoben.

„Retrofitting“ bestehender Lager für eine verlängerte Nutzungsdauer einerseits, aber auch die schlichte „Umwidmung“ ehemaliger, sich als nicht dauerhaft herausstellender oberflächennaher Endlagerstandorte scheint derzeit die Diskussionen zum Thema „Long Term Storage“ mitzubestimmen. Die Errichtung neuer, auf eine Langzeitlagerung ausgelegter und genehmigter Lagereinrichtungen wird zukünftig stärker in den Mittelpunkt rücken, ist aber offenbar aktuell noch die Ausnahme.

## **Kapitel 6 (Operation)**

Deutsche Teilnehmer: Herr Gerhard Schmidt (Öko-Institut), Frau Ute Oppermann (GRS), Herr Dr. Alexander Ellinger (GRS)

Der ursprüngliche Textentwurf wurde sorgfältig daraufhin überprüft, ob ein enger Bezug zum Langzeitaspekt vorliegt. Textteile mit geringem oder keinem Bezug wurden entfernt, im Entwurf nicht behandelte Langzeitaspekte wurden ergänzt (z.B. Ageing Management Plan; Systems, Structures and Components; Langzeiteffekte bei der Versorgung mit Ersatzkomponenten; Personalqualifikation und Wissensmanagement usw.).

### **Ausblick**

Seitens der beteiligten IAEA-Verantwortlichen wurde angekündigt, die Anregungen aus den Arbeitsgruppen durch ein Consultant Meeting in einer neuen Draft-Version zusammenzustellen, die im Frühjahr 2008 an die Teilnehmer verschickt werden soll. Es wird dann nochmals Gelegenheit zur Kommentierung geben. Zum Consultants Meeting soll Herr Schmidt (Öko-Institut) eingeladen werden.

## **Anhang A5**

### **Reisebericht zur Tätigkeit im Consultants Meeting: CM on Technical Conditions for Radioactive Waste Long Term Storage. 25.-29.02.2008, Wien, IAEA**

G. Schmidt (Öko-Institut e.V.)

#### **Aufgabenstellung**

Bearbeitung und Finalisierung des IAEA Draft TECDOC on Long Term Storage

#### **Teilnehmer**

IAEA: Zoran Drace, Vladimir Tsyplenkov (Waste Technology Section)

Consultants:

- Belgien: Gunter van Zaelen, ONDRAF / NIRAS
- Deutschland: Gerhard Schmidt, Öko-Institut e.V.
- Frankreich: Bernard Félix, ANDRA
- Großbritannien: Steve Palethorpe, Nexia Solutions Ltd.
- USA: Mark A. Robinson, LANL

## **Ergebnisse und Eindrücke**

### *Scope und Abgrenzungen*

Es wurde noch einmal klargestellt, dass das TECDOC ausdrücklich auch Lagereinrichtungen für abgebrannte Brennelemente mit umfasst, sofern diese Brennelemente als Abfall deklariert sind.

Das TECDOC soll sich auf Erfahrungen und technische Aspekte der Langzeitlagerung beschränken.

Bestehende TECDOCs zu Design und Betrieb von Lagereinrichtungen sollen als Referenzen angegeben werden. Auf eine Übernahme von Textpassagen oder Inhalten soll zur Vermeidung von Doppelungen und Überschneidungen gänzlich verzichtet werden.

In der Waste Safety Section der IAEA wird gemäß einem Vertreter dieser Section derzeit an sicherheitsbezogenen Safety Guides für Lagereinrichtungen gearbeitet. Zur Abgrenzung zu diesen Arbeiten soll das TECDOC in Inhalt und Wording auf Anklänge zu Safety Recommendations/Guides/Requirements gänzlich verzichten.

### *Organisation der Arbeiten*

Die einzelnen Kapitel wurden zur Überarbeitung an jeweils eine Zweiergruppe aus den Vertretern aus Belgien / Deutschland und Frankreich / UK übergeben, von diesen überarbeitet und die überarbeitete Version von der jeweils komplementären Gruppe gegengelesen. Der Vertreter der USA trug bei der Überarbeitung ausgewählte Ergänzungen bei.

Die überarbeiteten Kapitel wurden von der IAEA-Leitung (Herr Tsyplenko) übernommen, mit zusätzlichen Referenzen ergänzt und in die Fassung eingearbeitet, mit der das TCM im Dezember abschloss.

## Arbeiten und Änderungen an der Gliederung des TECDOC

Folgende Arbeiten am Text und Änderungen an der Gliederung wurden vorgenommen:

- In einigen wenigen Ländern wird die Entscheidung, ob abgebrannte Brennelemente wiederaufgearbeitet werden sollen, aus politischen oder formellen Gründen explizit offen gehalten. So unterscheidet z.B. die belgische Entsorgungspolitik nach deklarierten Abfällen und potentiell wiederverwertbaren Stoffen. Würden die abgebrannten Brennelemente in Belgien durch die privat organisierten Betreiber als Abfall deklariert, dann ginge die materielle, formelle und finanzielle Verantwortung für deren weiteren Verbleib (Zwischenlagerung, Konditionierung und Endlagerung) bereits mit dieser Deklaration vollständig an die staatliche Agentur ONDRAF / NIRAS über. Dies wird durch Offenhalten der Entscheidung vermieden. Das Offenhalten der Entscheidung bedeutet daher in vielen Fällen nicht automatisch, dass deren spätere Wiederaufarbeitung als ernsthafte Option offen gehalten würde.
- Ausgangsdatei nach Abschluss des TM: „Technical conditions for long term storage.07.12.07.doc“; Revidierte Datei nach Abschluss des CM: „Technical conditions for long term storage.29.02.08.VT.doc“

Kapitelüberschrift	Kapitelnr.	Überarbeitungsumfang
Introduction	1	Umfangreiche Überarbeitung
Technology for Storage	2	Geringfügige Ergänzungen
Design Requirements for Waste Packages	3	Umfangreiche Überarbeitung
Design Requirements for Facilities	4	Geringfügige Überarbeitung
Operating Requirements	5	Ergänzungen Referenzen
Institutional Aspects	6	Umfangreiche Überarbeitung
Conclusions	7	Aus Zeitmangel nicht überarbeitet
Lessons Learned (verlegt)	App. A	Umfangreiche Überarbeitung
Ageing Management	App. B	Nicht überarbeitet

- Arbeiten in den Einzelkapiteln:

Kapitel „Introduction“: Dieses Kapitel wurde umfangreich überarbeitet. Insbesondere wurde näher begründet, warum in einigen Fällen die Zwischenlagerung unausweichliche Konsequenz von Verzögerungen bei der Realisierung von Endlagern ist.

Kapitel „Design Requirements for Waste Packages“: Hier wurde insbesondere die Funktion des primären Einschlusses der Abfallmatrix und der Verpackung hervorgehoben. Alle bekannten Phänomene mit Einwirkung auf die Integrität der Abfallpackung von innen und von außen wurden benannt und deren Begrenzung und Überwachung werden diskutiert. Ferner wurde die Bedeutung von Annahmebedingungen der Lager-einrichtung und des geplanten Endlagers eingearbeitet, denen im Entwurf zu geringe Bedeutung zugeordnet war. Alle Unterkapitel wurden überarbeitet und ergänzt.

Kapitel „Institutional Aspects“: Die Ergänzungen in diesem Kapitel betonen die Un-sicherheiten, die mit verlängerten Lagerzeiten einhergehen können.

Anhang „Lessons Learnt“: Dieses ursprüngliche Textkapitel wurde in den Anhang ver-legt, weil es von seiner Struktur her grundsätzlich unsystematisch ist und eher den Charakter einer Sammlung von Einzelbeispielen hat. Es wurden weitere Einzelbeispie-le ergänzt, die bei den Teilnehmern des CM bekannt waren.

- Weitere Ablaufplanung:

Es ist vorgesehen,

1. den Text des TECDOC bis April 2008 sprachlich und durch Hinzufügen weiterer Re-ferenzen zu redigieren (verantwortlich: IAEA, Herr Tsyplenko),
2. den Entwurf den zuständigen Gremien der IAEA vorzulegen, und
3. das TECDOC voraussichtlich im Herbst 2008 zu publizieren.

## **Anhang A6**

### **Systematic Approaches for an Ageing Management Program at Spent Fuel Interim Storage Facilities**

OECD/NEA Workshop Ageing Management of Fuel Cycle Facilities, Paris, Oct. 5 – 7 2009

B. Gmal (GRS), S. Geupel (GRS), G. Schmidt (Öko-Institut e.V.),

October 2009

#### **Abstract**

In Germany different types of fuel cycle facilities are currently in operation. The major part is represented by dry storage facilities for spent nuclear fuel, where the fuel is stored in transport and storage casks. Licensing of spent fuel storage facilities is limited to 40 years. By a condition of the license is required, that the casks must keep their transportability, i.e. fulfills transport requirements at any time of the storage period. As there is up to now no explicit experience from dry cask storage for such a time frame, aging management with regard to the safety functions of the cask becomes an important issue. In addition for the entire facility, in particular the cask handling equipment, the safe operability must be ensured.

Ageing of Facilities over timescales of several decades is a complex process that includes technical as well as many non-technical aspects. Non-technical aspects include the general ageing of technologies, organizations, of the workforce and its qualifications, of knowledge and practical experience, of attitudes and expectations towards safety issues and, last but not least, of regulation schemes.

A future-oriented and sustainable Ageing Management Program (AMP) must include these aspects. It is further required that the AMP is evaluated from time-to-time to ensure that itself is still appropriate to ensure safety.

The authors therefore advocate for a systematic approach to managing ageing. A scheme is presented that provides step-by-step checks for technical as well as non-technical aspects of ageing. This will be completed by examples from the current practice.

## A6.1 Introduction

In the Eighties, two central interim storage facilities for Spent Fuel and High-Active Nuclear Waste, located at Gorleben and Ahaus, were constructed and put into operation. Following the political decision to exclusively allow At-Reactor-Long-Term-Storage of Spent Fuel as Waste Management Strategy, between 1998 and 2001 twelve new applications for dry storage facilities of spent fuel were filed<sup>1</sup>. These applications were finally granted; the facilities were built and are under operation. The permits limit the operating time of these facilities to 40 years.

During that regulation process, the German Reactor Safety Commission formulated Safety Guidelines for Spent Fuel Storage Facilities in 2001<sup>2</sup>. “To control long-term and ageing effects during the applied-for period of use of the interim storage facility”, these Guidelines require the operator to present a monitoring concept (Chapter 2.15). This concept shall be designed to ensure “that the overall condition of the plant is monitored”, and further lists five minimum requirements for that:

- “At intervals of 10 years, the facility operator regularly has to prepare a report about the condition of the storage building and of the components necessary for interim storage.
- The condition of the storage building and of the components necessary for interim storage has to be inspected by walk-down and suitable measurements.
- Recurrent settlement measurements have to be performed for the storage building.
- Random inspections of the storage casks have to be carried out.
- The results of recurrent inspections have to be evaluated.”

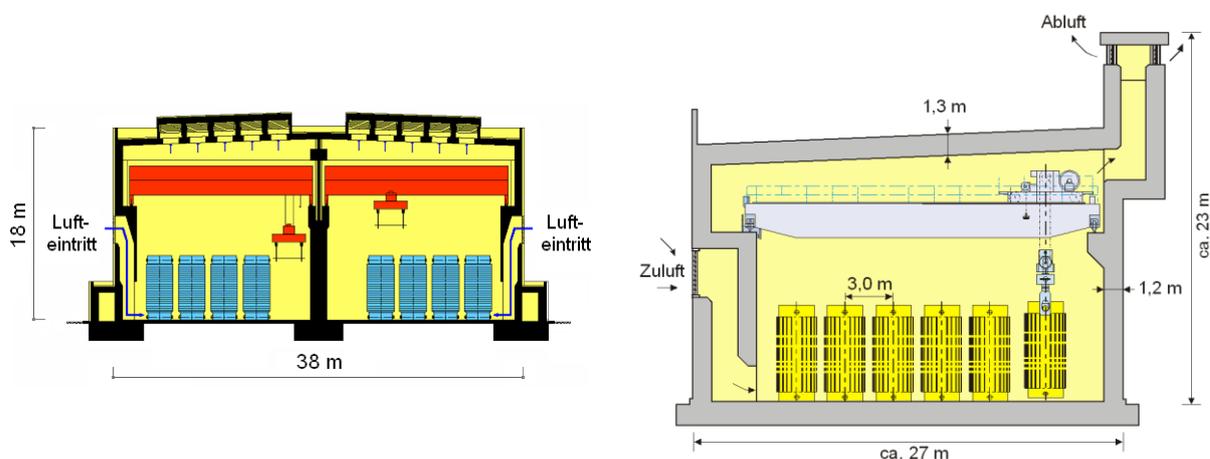
---

<sup>1</sup> Bruno R. Thomauske: “Interim Storage of Spent Nuclear Fuel in Germany – Situation, State of Licensing Procedures, Prospects”. Waste Management’02, February 24-28, 2002, Tucson/Arizona  
[http://www.bfs.de/de/transport/publika/vt\\_thomauske\\_tucson\\_2002.html/vt\\_thomauske\\_tucson\\_2002.pdf](http://www.bfs.de/de/transport/publika/vt_thomauske_tucson_2002.html/vt_thomauske_tucson_2002.pdf)

<sup>2</sup> Reactor Safety Commission (RSK): “Safety Guidelines for Dry Interim Storage of Irradiated Fuel Assemblies in Storage Casks”. Recommendation of the RSK, April 5, 2001  
<http://www.rskonline.de/English/downloads/rskonlineempfdryinterime.pdf>

## A6.2 Current status of spent fuel storage facilities

Actually twelve on-site storage facilities are in operation at the NPP sites according to the agreement of 2001, the thirteenth, Obrigheim is under construction. Three central storage facilities at Gorleben, Ahaus and Greifswald have been approved earlier. There are three slightly different concepts (STEAG, WTI, Tunnel) realized, but all are basing on the same principles. The basic safety requirements, in particular enclosure of the radioactive inventory, shielding of the neutron and gamma radiation, ensuring of sub-criticality and removal of the decay heat are provided by the cask design. In addition radiation shielding to the environment, protection against weather conditions and (for WTI and Tunnel concept) against external impact is provided by the storage building. The main differences between STEAG and WTI concept are the alignment of the storage areas and the thickness of the walls and roof, which are considerably higher for the STEAG concept (Figure 1). The tunnel concept is a single case solution born from specific local conditions of the Neckarwestheim NPP site. In the limestone hill at the site two tunnels have been built as storage sections. The walls are made of concrete and the bottom of reinforced concrete. A 51 m high chimney, 19 m high above the ground, provides the air outlet for cooling the casks.



**Figure 1:** Concepts for dry cask storage of spent fuel in Germany (Left: WTI, Right: STEAG)

The state as of December 2007 of utilization of the interim storage facilities for spent fuel is presented in Table 1. In total 1,455 positions for fuel flasks can be used, corresponding to 14,125 t of heavy metal (HM). The storage capacity is large enough for the demand that results from the nuclear production, as limited by § 7(1a) and Appendix 3 of the Atomic Energy

Act, of approximately 10,000 tHM. Only spent fuel assemblies will be stored in the on-site storage facilities and the permissions are limited to 40 years starting with the emplacement of the first flask.

**Table 1:** Status of the storage facilities at the NPP sites and the central storage facilities

Nuclear Power Plant Site	In Operation since	Positions for Casks with Storage Capacity	Emplaced [tHM] as of 12 / 2007	No. of Emplaced Casks as of 12 / 2007
Lingen	2002	130 pos.; 1,250 tHM	245	24
Brunsbüttel	2006	80 pos.; 450 tHM	33	4
Grafenrheinfeld	2006	88 pos.; 800 tHM	71	7
Grohnde	2006	100 pos.; 1,000 tHM	62	6
Biblis	2006	135 pos.; 1,400 tHM	366	36
Brokdorf	2006	100 pos.; 1,000 tHM	62	6
Krümmel	2006	80 pos.; 775 tHM	92	10
Unterweser	2007	80 pos.; 800 tHM	10	1
Philippsburg *)	2006	152 pos.; 1,600 tHM	241	24
Gundremmingen	2006	192 pos.; 1,850 tHM	117	13
Isar	2007	152 pos.; 1,500 tHM	61	6
Neckarwestheim	2006	151 pos.; 1,600 tHM	254	27
Obrigheim	Application from April 22, 2005	15 pos.; 100 tHM		
- Sum -		1,455 pos.; 14,125 tHM	1614	164
Ahaus (TBL-A)	04 / 1987	420 pos.; 3,960 tHM	61	329
Gorleben (TBL-G)	09 / 1983	420 pos.; 3,800 tHM	37	80
Greifswald (ZLN)	11 / 1999	80 pos.; 585 tHM	583	65

\*) 16 Containers with 161 tHM are in temporary storage.

High-level waste from reprocessing of spent fuel is stored in the central storages at Gorleben. The vitrified waste from the German reprocessing facility in Karlsruhe WAK will be stored at the Greifswald ZLN (5 CASTOR HAW flasks). The license application of NPP Obrigheim for dry storage was issued later. The concept is based on temporary storage containers. The NPP Obrigheim has been shut down finally in 2005.

### **A6.3 Actual implementation of ageing management issues**

According to legal obligations the competent authority for granting the operation license of storage facilities in Germany is the Federal Office for Radiation Protection (BfS). The supervising authority is the state government of the respective federal state, where the facility is located. The limitation of the storage permission to 40 years was introduced to demonstrate that the German Government is committed to its obligation to provide final storage facilities, as stipulated by § 9a(3) of the Atomic Energy Act. The 40 years result from the expected time that is necessary to plan, license, build and operate a final storage facility and to condition and dispose the waste in the repository. At least six years before the end of the permitted storage period the licensee has to present a concept for his future spent fuel management.

Currently no systematic approach on ageing management is applied in spent fuel storage, but different means are implemented to ensure, that the safety requirements are fulfilled during the whole storage period. Main safety functions are provided by the cask, so long-term behavior of the cask bearing the spent fuel assemblies is of main interest. The permission for storage also presumes fulfillment of the requirements of Type B(U) license of the casks for public transport. At first leak tightness and performance of the sealing are main objects of surveillance. According to the applied concept of two lids with Helicoflex® metal sealing leak tightness is monitored continuously. In case of a detected loss of pressure for the gas volume in the space between the primary and secondary lid a repair concept is available. The measurement equipment is designed for self-monitoring.

Additionally every ten years at least two randomly selected pressure sensors are exchanged and investigated in detail by disassembling. According to the competent Federal Institute for Material Research and Testing (BAM) the safety function of the metal sealing type in use is ensured at least for the planned storage time of 40 years. Nevertheless the long-term performance of the lid sealing system is being studied by accompanying experimental investigations on national and international level<sup>3</sup>. So it has been found, that in some cases corrosion

---

<sup>3</sup> Dietmar Wolff et al.: "Safety Aspects of Long-term Dry Interim Storage of Type-B Spent Fuel and HLW Transport Casks", Proceedings of PATRAM 2004, September 20-24, 2004, Berlin, Germany  
[http://www.tes.bam.de/ram/pdf/Final\\_Paper\\_172.pdf](http://www.tes.bam.de/ram/pdf/Final_Paper_172.pdf)

of the outer Aluminum coating of the gasket occurred due to residual moisture in the sealing groove, which had not been removed during the vacuum drying after cask loading in the storage pool. Although the leak tightness was not affected, now a Silver coating instead of Aluminum is used and the cask loading and drying procedure has been improved. Important components for handling and transportability of the casks are the trunnions. Their safe function may be affected for example by corrosion caused by insufficient drying or condensation of water. Therefore it is ensured by design that no water can get into gaps between the cask body and the trunnion. So a periodic dismantling and inspection of the trunnion can be avoided, providing the additional advantage of lowering the radiation exposure to the personnel.

Ageing effects due to radiation exposure have been observed for polyethylene which is used in certain cask types for neutron moderation and hence improvement of the shielding effect. This can lead to release of Hydrogen gas and pressure build-up in the cavities, where the material is inserted. In order to release that pressure in a controlled manner, new casks are now equipped with valves for pressure release. A secondary effect is partial shrinking of the moderator material, but no significant attenuation of the neutron shielding effect has been estimated. Currently no additional measures are provided.

In some cases outer corrosion due to condensation of water has been observed. As a consequence the outer coating of the casks has been improved and periodic inspections were introduced. In addition an active management of the ventilation system of the storage facility is applied to minimize condensation of moisture.

Actually the ageing management of the storage cask is directed to ensure the safety functions for the whole storage period by appropriate design and quality assurance and to minimize the number of inspections and necessary actions at the cask in order to minimize the radiation exposure to the personnel. This is also valid for the performance of the stored fuel assemblies. By calculation has to be demonstrated, that no systematic fuel rod failure will occur for the storage time and the fuel assemblies will keep their geometric arrangement, which is also a condition for transportability and for later handling in a conditioning plant. For achieving this goal accompanying tests and exchange of information on experience between operators and cask manufacturers as well as expert organizations (TUEV, BAM) and supervising authorities are being performed.

Other important objects of ageing management are the storage building and handling equipment, e.g. the cranes. Currently a standardized practice is not yet fully implemented, but there is a periodic exchange of information between the supervising authorities of the different federal states, where the facilities are located. Construction of the storage building was licensed by conventional building law. Periodic inspection of the civil structures (e.g. settling measurements) is being performed according to licensing conditions and requirements of the RSK Safety Guidelines<sup>2</sup>. For example in some cases an inspection of the storage building by walk-down is being done every year, a detailed engineering assessment is performed every five years, while according to the RSK Guidelines a report on the storage building is required for a 10-year period (see section 1.).

Besides this, periodic inspections for certain time intervals (as a rule every five years) are being carried out for the handling equipment by independent experts in accordance with relevant nuclear regulations, for example KTA 3903<sup>4</sup>, which are to be applied analogously for non NPP facilities. The type and period of inspections have to be documented in an Inspection Manual in accordance with the standard KTA 1202<sup>5</sup>. Identified deficiencies (if any) have to be eliminated by repair or improvement of the system, and if appropriate the reasons for the shortcoming have to be detected and evaluated. A systematic exchange of experience and safety related expertise has been implemented by periodic working group meetings, by the operators as well as by competent authorities.

To ensure the preservation of know how and transfer of knowledge to the next generation, the qualification and expertise of the personnel in the facilities has to be demonstrated by examination. In general it is a condition of the licensing that for staffing key positions in the facility the agreement of the supervising authority is obligatory.

---

<sup>4</sup> Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA): KTA 3903 "Inspection, Testing and Operation of Lifting Equipment in Nuclear Power Plants", version 6/1999, reaffirmed 11/2004

<sup>5</sup> Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA): KTA 1202 "Requirements for the Testing Manual", version 6/1984, reaffirmed 6/1999

## **A6.4 Overview on principles for an ageing management program for storage facilities**

As the examples in Chapter 3 from currently operated facilities show, there are numerous measures implemented to ensure the safe operation for the envisaged operation time of a facility. In other words these measures are directed to meet the goals of ageing management, although they are not always explicitly addressed under the topic Ageing Management. On the other hand it may be useful with regard to completeness to develop a systematic approach for an Ageing Management Program. This can be done for example by a systematic screening of all safety relevant components and operational aspects of a facility with regard to possible ageing effects. For developing an AMP for a storage facility however, one should keep in mind firstly that this type of facility is built and designed for long-term operation and ageing is per se an operational issue, and secondly that there are normally very few or no active components necessary for the safe operation, at least for dry cask storage. The following describes a systematic approach for an Ageing Management Program for those facilities. It is more designed from a regulator perspective, but can be adapted to whatever needs.

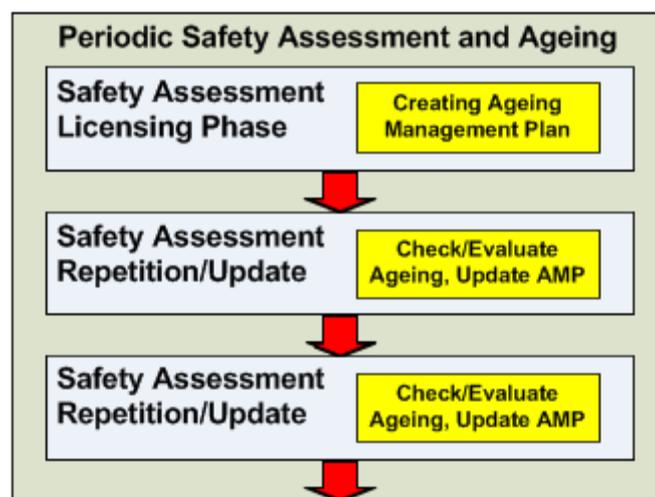
To be adequate, an Ageing Management Program for Interim Storage Facilities cannot be copied-and-pasted from other facilities such as NPPs<sup>6</sup> or Research Reactors, but must be differently designed to address the specific characteristics of such a facility. The following names some principles that should be followed in the design of an AMP.

---

<sup>6</sup> For Guidance on Ageing Management principles at NPPs see the IAEA Safety Guide NS-G-2.12 at [http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1373\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1373_web.pdf). For a comprehensive description of an adequate Ageing Management Program for NPPs see for example: [http://www-ansn.iaea.org/file/iaea/training/Ageing management of nuclear power plant components important to safety/Module 9.ppt](http://www-ansn.iaea.org/file/iaea/training/Ageing%20management%20of%20nuclear%20power%20plant%20components%20important%20to%20safety/Module%209.ppt)

## Principle 1: Synchronize Periodic Safety Assessment and Ageing Management Activities

Ageing effects can influence safety, but ageing is only a subdivision of safety. After being checked within the Licensing Phase of a facility, safety checks require repetition and updates from time to time (e.g. a period of 10 years), which is called Periodic Safety Assessment (PSA). PSAs take up all safety related changes and update all safety evaluations, so ageing issues fit into this section.



**Figure 2:** Relation between Ageing Management and Periodic Safety Assessment

The idea behind Periodic Safety Assessments is to reflect changes in the safety of the facility and to re-evaluate the safety status of the facility, including changes in Science and Technology as well as changes in the Regulatory framework.

Ageing Management in part looks at the same issues, as components are concerned. So, Ageing Management is not an independent activity, besides the Safety Assessment, but is an integral part of the Safety Management as a whole (see Figure 2). So it also makes sense to synchronize all Ageing Management activities with the Safety Assessment updates of the PSA.

## Principle 2: Include non-technical ageing issues

The second thing to realize is that ageing is a very complex issue, and involves technical as well as non-technical issues<sup>7</sup>. The influence of non-technical issues on the overall safety of a storage facility is demonstrated by the following examples:

- A storage facility, after it is equipped with storage casks, has only few employees, if any. Maintaining its operation for four decades requires personnel that is well-qualified and has the necessary working experience for handling the casks, operate the facility equipment, perform the necessary checks and to react to unplanned conditions and events. Maintaining safety over several decades of operation time so requires a thorough planning for the personnel and its necessary working experience (Personnel Management).
- Especially under the condition that the storage operation doesn't require a considerable steady workforce, the necessary knowledge and experience has to be preserved over some decade's time. This applies to the knowledge which is available as written documentation as well as for knowledge that is of more practical experience and can only be transferred in the "learning-by-doing" mode (Knowledge Management).
- In a time frame of 40 years, many changes in conditions affecting the safety of a storage facility can happen. If you need some examples, try to remember the changes between 1968 and now (if you're old enough) and try to figure out, where non-linear changes happened. Handling and reacting to changes, unusual conditions and unexpected events, requires a combination of well-trained, experienced workforce with a stable organization as background resource. Safety regulation is not static; its ageing

---

<sup>7</sup> IAEA's Regulatory Control Glossary at <http://www.iaea.org/ns/tutorials/regcontrol/intro/glossarya.htm> defines a similar aspect: „non-physical ageing: The process of becoming out-of-date (i.e. obsolete) owing to the evolution of knowledge and technology and the associated changes in codes and standards. Examples of non-physical ageing include unavailability of qualified spare parts for old equipment, incompatibility between old and new equipment, and outdated procedures or documentation (e.g. which do not comply with current regulations). Strictly, this is not always ageing as defined above, because it is sometimes not due to changes in the structure, system or component itself. Nevertheless, the effects on protection and safety, and the solutions that need to be adopted, are often very similar to those for physical ageing; the management of non-physical ageing is therefore often addressed within the same programme as that for the management of physical ageing. The term technological obsolescence is also used.“ This does e.g. not address ageing aspects of personnel and knowledge/experience-based safety issues.

has to be taken into account. And: Organizations as such are subject to change, and implications for safety have to be assessed from time to time (Change Management).

- With high probability private companies owning and operating such facilities undergo changes in these long timeframes. Those changes include re-organization or restructuring, change of ownership, and, in the worst cases, include bankruptcy. All these changes can influence the owner's ability to act and react. Ageing Management therefore must include the check, if the Safety Management structure is still adequate and the ability to act and react will remain intact over the foreseeable future.
- Over several decades, the expectations towards safety of such facilities and the quality of assuring its safe operation can change rapidly. Quality assurance as a basic requirement needs re-assessment from time to time, including the necessary upgrades of the quality assurance setup and procedures (Quality Management).

Focusing ageing management to only the physical ageing of components would exclude those aspects from any consideration and would make the Plan incomplete. As the examples show those aspects can influence safety and hence need some attention.

### **Principle 3: Avoid active systems to guarantee safety**

The third basic thing to realize is that interim storages such as the dry storage facilities in Germany do not require active safety systems to perform the safe enclosure of the stored radioactive wastes. A separate branch for active systems (see Figure 2) is not necessary to be included in the Management Program. The absence of active systems makes ageing management different from those at other facilities that rely on active systems: failures of components due to ageing mechanisms are not readily detected during routine operation, so regular monitoring measures such as automatic testing or periodic walk downs with a focus on the ageing of components are required, preventive monitoring is the prevailing strategy for components and early replacement the strategy for replaceable parts.

#### **Principle 4: Apply replace ability criteria**

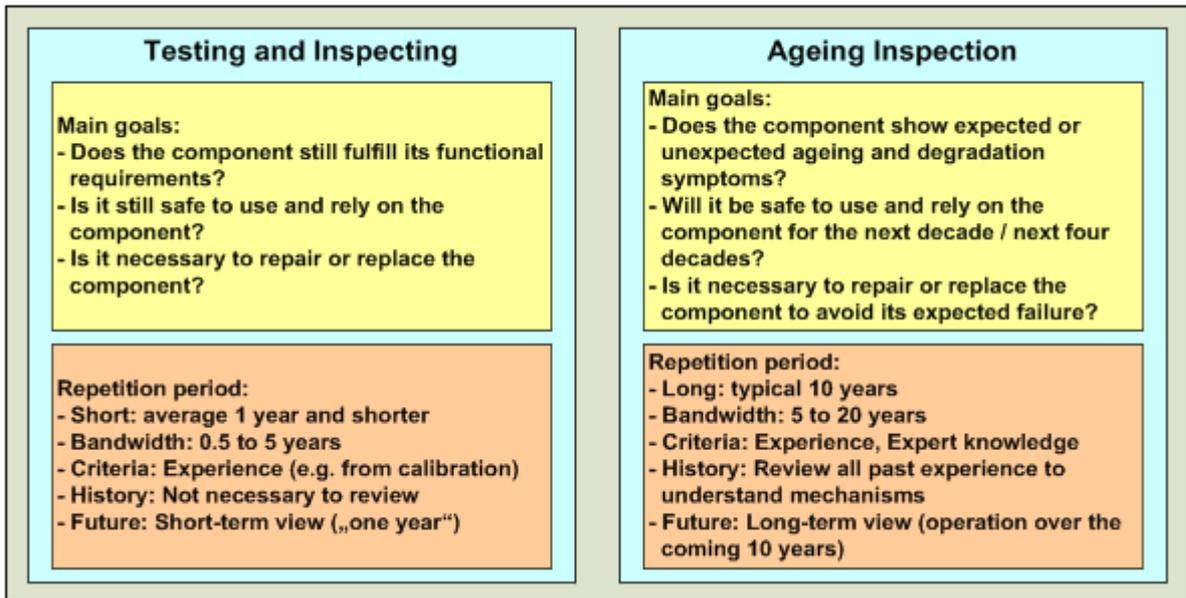
Fourth, instead of branching between active and inactive systems, Ageing Management for dry storage facilities should treat replaceable parts and components differently. While the central goal for non-replaceable components is their preservation and protection against ageing mechanisms, the goal for replaceable components is to maintain the ability to replace them and e.g. to maintain certain quality features (e.g. through Obsolescence Management).

#### **Principle 5: Tailor a specific AMP**

The fifth basic fact with dry storage facilities is that the number of components is much smaller and the safety related systems are much less complex than in other facilities. This eases Ageing Management, but doesn't completely relieve from the burden of managing ageing. But this fact advocates for a specific AMP rather than copying it from other facilities.

#### **Principle 6: Clear the scope and time of the AMP**

Another issue in the German context is, whether the "normal" activities of Testing and Inspection in such a facility are part of the ageing management activities or whether these cover all the needs for managing ageing or not. Clearly, established Testing and Inspection procedures have a close interaction with ageing management activities. But, as both their scope as well as their repetition period does not fit to typical long-term ageing management needs, these activities can provide valuable input for some ageing issues for some of the components. But Testing does not cover these needs completely (see Figure 3 for a comparison of typical goals and time periods).



**Figure 3:** Differences in scope and time between Routine Inspections and Ageing Inspections

**Principle 7: Select repetition periods**

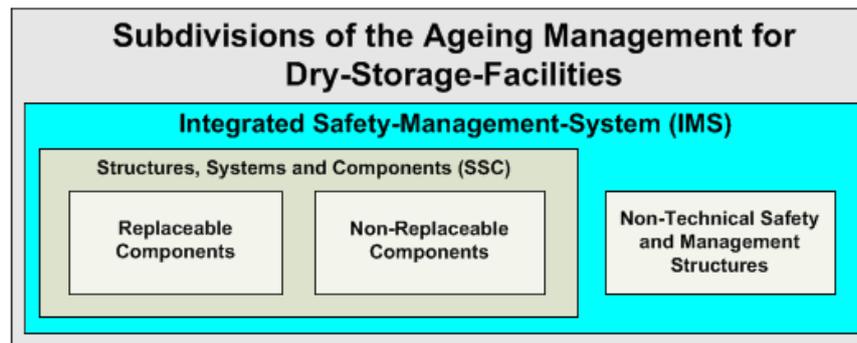
A further basic question is at which frequency Ageing Inspections should be based on. As a typical repetition period for Inspections ten years are discussed. A shorter time could be more adequate for those components

- that are not regularly tested and inspected,
- for which no or only short experiences are available,
- that underwent a design, materials or environment change.

A longer time period could be envisaged for those components for which large and long-lasting experiences over timescales of several decades are available. The problem with longer time scales is that they require a measure of reliability for predicting material ageing, wearout and non-technical aspects that basically is not available, and hence the reliability of predictions diminishes rapidly.

## A6.5 From ageing issues to an ageing management program

Figure 4 symbolizes the resulting subdivisions of the Ageing Management for dry storage facilities and integrates them into an Integrated Safety Management System. Other possible parts of the Management System, which are not ageing related, like the operational safety systems, radiation protection etc., are not displayed here.



**Figure 4:** Issues to be treated in an Integrated AMP for storage facilities

The safety goals that have to be followed in an appropriate Ageing Management Plan for dry storage facilities for the three categories are detailed in Figure 5. The listed goals substantiate the directions in which Ageing Management has to point to concerning these three different areas.

As has been stated above and can be seen in Figure 5, the goals for these three subdivisions are very specific. None of these goals is applicable in any other area. So, the differentiation based on the replace ability is justified.

Checking the “Replace Ability” for Replaceable Components includes making sure that

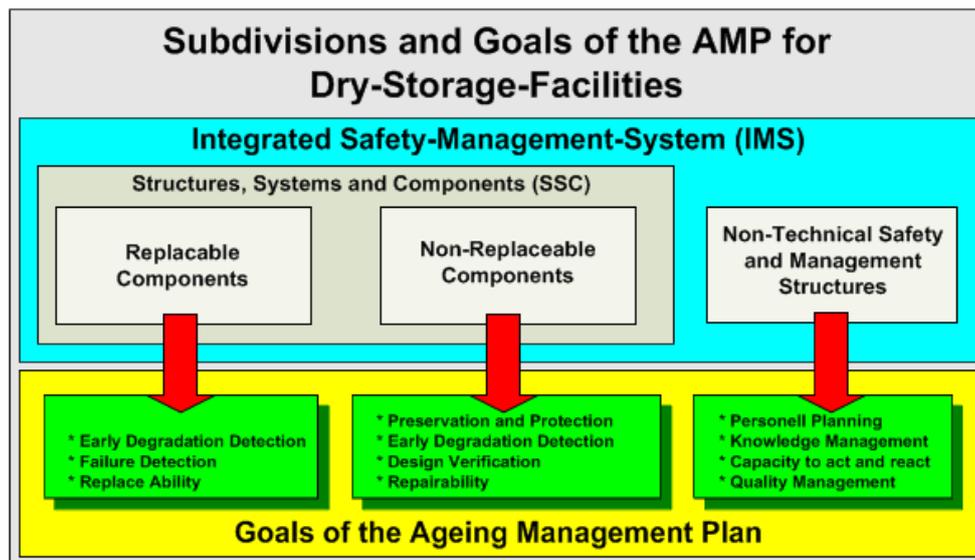
- the components are still accessible,
- the components are technically available,
- replacement parts fulfill the necessary quality requirements, and
- stock keeping of spare parts are adequate, fulfill current and foreseeable future quality requirements and that their ageing inspection has shown that these are still usable.

Making sure that the components are still technically available typically involves Obsolescence Management methods with a long-term perspective of ten years or longer. The following questions show the direction in which Obsolescence Management should be focused on:

- Will the component still be available over the next decade (Supplier and Market Analysis)?
- Does the component's fabrication require special techniques that are only scarcely available or even exclusively necessary for that component (Technological Availability)?
- Has the supplier changed or shifted ownership of the company, its production location, its production focus or its technical and guaranteed specifications (Evaluation of Instability Factors)?
- Will interfaces between the component and its neighboring components change (Interface Design and Fit)?
- Does a replacement of the component by available similar types require complex technical changes to other parts and components (Grade of System Embedding)?

Obsolescence Management should also be applied to the available stocks of components. This is to ensure that the available stocked components still fit the needs.

Similar detailed checks should be performed for all the goals listed in Figure 5.



**Figure 5:** Issues and goals of an AMP for storage facilities

## **A6.6 Setting up and maintaining an AMP for a dry storage facility**

Table 2 provides a sorted list of items that should be stepped through when creating and updating an AMP for storage facilities. The steps involve technical as well as non-technical aspects that require attention.

All but one step, the re-evaluation of the AMP itself, must be stepped through for a complete ageing evaluation.

**Table 2:** Stepwise creation and update of an AMP for storage facilities

#	Creation		Update
	Technical Components	Non-technical Aspects	
1	Identification of all components	Identification of all relevant non-technical ageing aspects	Add new components and additional aspects
2	Setting up component list, Classification of the components in respect to safety	Determination of the status for all aspects (status description)	Check classification, update status
3	Compilation of properties, strain, stress and wear, ageing mechanisms and ageing evaluations for all components	Compilation of all effects, impacts and influences, changes and their effects	Check for completeness and for necessary changes
4	Creation of inspection and check lists, with extent and time intervals	Creation of investigation lists (approaches and procedures)	Check for completeness and for necessary changes
5	Check list execution, data collection and documentation	Investigation including documentation	Redo execution and investigation
6	Long term evaluation of trends and ageing mechanisms	Evaluation of results	Re-evaluate
7	Prediction of ageing in the upcoming cycle, prevention measures	Forseeable changes, evaluation, counter measures	Prediction update
8	---		Consequences for the AMP
9	Overall assessment of the safety of the facility and the ageing mechanisms (status, foreseeable changes, measures)		Update
10	Description of methods, checks, results, evaluations and measures in a 10-year-report		Update

In Step #1, a complete component list must be set up. This is usually done with an intelligent computerized database that allows to insert such component-related information like sub-components, the manufacturer(s), component specification, material information, purchasing information, results from component test results, and other details. In the following steps ageing characteristics are added to these components, so the database should be able to handle links to these connected descriptions and evaluations, and to step through these interconnected information sections.

Most of the other above listed steps are rather obvious and do not need further description.

Step #9 requires an appraisal of the complete safety issues, including ageing, such as is done in updates on the safety assessment (Periodic Safety Assessment). So it is the question here whether Step #9 is rather part of the PSA than that of the AMP. If it is part of the AMP, and if a PSA with that broad safety scope is performed, the scope of this step within the AMP can be substantially narrowed down to ageing aspects.

The last step, preparing a report on ageing, has several functions: it deploys information on ageing mechanisms among employees of the operating organization, including the ones employed only in the future, between different facilities of the same operator organization, can be used to exchange experiences between similar facilities of other organizations, and can be used to inform the regulating agencies on ageing issues in the facility.

## **A6.7 Status and future of ageing management**

It should be noted here that an Ageing Management Plan like the one characterized in Chapter 6 is currently not formally required by regulation in Germany. The basic requirement that ageing has to be controlled, and a concept for that has to be prepared, has only been proposed by RSK, as described in the introduction. Also, PSAs for storage facilities are currently not mandatory in Germany. This can and will change in future, when new and advanced standards will be introduced. PSAs for such facilities will be introduced to fulfill requirements as set up by the Western European Nuclear Regulator's Association (WENRA)<sup>8</sup>. So, the discussion on these new standards is currently going on, and we hope that our work feeds into that discussion.

## **A6.8 Acknowledgements**

The authors would like to thank the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety for supporting that work.

---

<sup>8</sup> The WENRA Safety Reference Levels for waste and spent fuel storage (Version 1.0, December 2006) are available at [http://www.wenra.org/extra/pod/?id=20&module\\_instance=1&action=pod\\_show](http://www.wenra.org/extra/pod/?id=20&module_instance=1&action=pod_show)

**Gesellschaft für Anlagen-  
und Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH**

Schwertnergasse 1  
**50667 Köln**  
Telefon +49 221 2068-0  
Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum  
**85748 Garching b. München**  
Telefon +49 89 32004-0  
Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200  
**10719 Berlin**  
Telefon +49 30 88589-0  
Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4  
**38122 Braunschweig**  
Telefon +49 531 8012-0  
Telefax +49 531 8012-200

**[www.grs.de](http://www.grs.de)**