

**Untersuchungen
zu Risiken
aus anlageninternen
Bränden während
des Nachbetriebs und
der Stilllegung von
Kernkraftwerken**

**Untersuchungen
zu Risiken
aus anlageninternen
Bränden während
des Nachbetriebs und
der Stilllegung von
Kernkraftwerken**

Burkhard Forell

Dezember 2020

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) unter dem Förderkennzeichen 4716R01322 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei der GRS.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der GRS wieder und muss nicht mit der Meinung des BMU übereinstimmen.

Deskriptoren

brandbedingte Freisetzung radioaktiver Stoffe, Brandrisiko, Brandschutz, Kernkraftwerk, Nachbetrieb, Rückbau

Kurzfassung

In diesem Bericht werden die Auswirkungen des Nachbetriebs bzw. der Stilllegung, auf die durch anlageninterne Brände entstehenden Brandrisiken beschrieben. Gegenüber einem im Betrieb befindlichen Kernkraftwerk ist dabei zunächst festzustellen, dass anlageninterne Brände nicht mehr oder nur sehr eingeschränkt durch Schäden am Sicherheitssystem die kerntechnischen Schutzziele wie Kontrolle der Reaktivität und Kühlung der Brennelemente gefährden können, sondern insbesondere der Einschluss radioaktiver Stoffe durch Brände gefährdet sein kann. Letzteres Schutzziel ist schwerpunktmäßig zu untersuchen, da im Zuge von Stilllegungs- und Rückbauarbeiten vermehrt radioaktive Stoffe anlagenintern gehandhabt werden müssen und dadurch besondere Brandrisiken entstehen.

Zu den Brandentstehungsrisiken im Zuge von Rückbauarbeiten zählt nach deutscher Betriebserfahrung das Trocknen von Abfallfässern, wobei es bei drei dokumentierten Entstehungsbränden noch zu keiner signifikanten Freisetzung von Radioaktivität gekommen ist. Andere klassische Zündquellen wie Heißarbeiten sind ebenfalls vermehrt bei Anlagen im Rückbau aufgetreten. Allerdings konnte für die betrachteten Referenzanlagen Personal vor Ort die Entstehungsbrände bisher immer frühzeitig bekämpfen.

Des Weiteren wird das Brandrisiko durch die Verfügbarkeit von Brandschutzeinrichtungen beeinflusst. Da der Ausfall dieser Einrichtungen grundsätzlich weiterhin meldepflichtig ist, konnten die gemeldeten Ereignisse auf Besonderheiten ausgewertet werden. Im Ergebnis kann die technische Verfügbarkeit von Brandschutzeinrichtungen weiterhin als gut eingeschätzt werden. Hinweise für eine punktuell nachlassende Sicherheitskultur ergaben sich aus Ereignissen, bei denen Brandschutztüren in Offenstellung fixiert waren. Bei diesen Ereignissen wurde aber keine tatsächliche sicherheitstechnische Bedeutung festgestellt.

Neben den aufgetretenen Ereignissen mit Relevanz für den Brandschutz wurden die Änderungen am Brandschutzkonzept betrachtet und bzgl. der Auswirkungen auf die einzuhaltenden Schutzziele ausgewertet. Der Nachweis der Einhaltung der Schutzziele im Brandfall geschieht häufig über die nachgewiesene brandschutztechnische Trennung von Brandwirkungen und Brandziel. Unter Bezugnahme auf das vereinfachte Nachweisverfahren der KTA 2101.2 lassen sich die Einflüsse durch Änderungen im Brandschutzkonzept halbquantitativ darstellen. Für das Schutzziel der Sicherheit des Personals im

Brandfall wurde beispielhaft das technische Regelwerk betrachtet und kernkraftwerkstypische Abweichungen diskutiert.

Falls eine brandschutztechnische Trennung zwischen anlageninternem Brand und einem Abfallgebäude nicht gegeben ist, kann es zu brandbedingten Freisetzungen kommen. Hierzu wird zunächst die grundsätzliche Vorgehensweise zur Bestimmung eines Quellterms vorgestellt und es werden die von den Betreibern beschriebenen brandbedingten Ereignisanalysen wiedergegeben. Dabei zeigt sich, dass die veröffentlichten Informationen im Wesentlichen keine Berechnungsschritte beinhalten und in den Szenarien keine spezifischen Brand- bzw. Temperaturverläufe berücksichtigt werden.

Eine vertiefte Darstellung der aus Abfallgebäuden zu bestimmenden brandbedingten Freisetzungsanteile zeigt, dass es durchaus Abhängigkeiten von anzunehmenden Brand- bzw. resultierenden Temperaturverläufen gibt. Der bisher verwendete 30/60-Minuten-Brand mit 800 °C Brandtemperatur unterscheidet sich deutlich von möglichen Raumbrandverläufen. Aus diesem Grund wurden Brandverläufe in kernkraftwerkstypischen Räumen simuliert und Auswirkungen auf die Freisetzungsanteile exemplarisch mit einem von Boetsch und Gründler verwendeten Verfahren bestimmt. Es zeigt sich, dass die Brandlastdichte im Lagerraum der Abfallbehälter auch ohne direkte Beflammung einen großen Einfluss auf die Freisetzungsanteile hat. Eine hohe maximale Wärmefreisetzung führt bei gegebener Brandlast zu einer kürzeren Branddauer und wirkt sich deshalb weniger deutlich auf die zu bestimmenden Freisetzungsanteile aus. Mit den durchgeführten Parameterstudien ist es möglich, für kernkraftwerkstypische Räume Freisetzungsanteile abzuschätzen. Ein Bezug zu den 30/60-Minuten-Bränden über 800 °C ist aber nur eingeschränkt möglich, da es sich dabei nicht um Raumbrände, sondern um Freibrände handelt.

Abstract

This report describes the effects of post-operation or decommissioning on the fire risks of nuclear power plants (NPP) arising from plant-internal fires. Compared to a NPP in operation, it must first be noted that plant-internal fires can no longer or only to a very limited extent endanger the nuclear protection goals such as reactivity control and cooling of the fuel elements due to damage to the safety system, but in particular the containment of radioactive materials can be endangered by fires. The latter protection goal is to be examined in particular, since in the course of decommissioning and dismantling work, radioactive materials must increasingly be handled internally at the plant and this gives rise to special fire risks.

According to German operating experience, the drying of waste drums is one of the fire risks in the course of dismantling work, although no significant release of radioactivity has occurred in three documented fires. Other classic sources of ignition such as hot work have also occurred more frequently in dismantling plants, although on-site personnel have so far always been able to extinguish the fires at an early stage for the reference plants considered.

Furthermore, the fire risk is influenced by the availability of fire protection equipment. Since the failure of these equipment is still reportable, the reported events could be evaluated. As a result, the technical availability of fire protection equipment can still be assessed as good. Indications for a selectively decreasing safety culture were found in events where fire doors were fixed in the open position. However, no actual safety significance was determined for these events.

In addition to the events that occurred with relevance for fire protection, the changes to the fire protection concept were considered and evaluated with regard to the effects on the protection goals to be met. The proof of compliance with the protection goals in the case of fire is often done via the proven structural fire protection separation between fire effects and targets. With reference to the simplified verification procedure of KTA 2101.2, the influences of changes in the fire protection concept can be represented semi-quantitatively. For the protection goal of life safety in case of fire, the technical regulations were considered as an example and deviations typical for NPP were discussed.

If there is no structural fire protection between the plant's internal fire and a waste package, fire-related releases may occur. For this purpose, the basic procedure for deter-

mining a source term is first presented and the fire-related event analyses described by the operators are reflected. It is shown that the published information essentially does not contain any calculation steps and that the scenarios do not take into account any specific fire or temperature-time-curves.

A more detailed presentation of the fire-related release fractions to be determined from waste packages shows that there are indeed dependencies on assumed fire or resulting temperature-time-curves. The 30/60 minute fire with a fire temperature of 800 °C used so far differs significantly from possible temperature-time-curves of compartment fires. For this reason, fire curves in NPP-typical rooms were simulated and effects on the release fractions were determined exemplarily with a method used by Boetsch and Gründler. It is shown that the fire load density in the storage room of the waste containers has a great influence on the release fractions even without direct flame impingement. A high maximum heat release rate leads to a shorter fire duration for a given fire load and therefore has a less significant effect on the release fractions to be determined. With the parameter studies carried out, it is possible to estimate release fractions for compartments typical for NPP. However, a reference to the 30/60 minute fires at 800 °C is only possible to a limited extent, since these are free atmosphere fires and no compartment fires.

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung.....	1
2	Stand von Wissenschaft und Technik.....	3
3	Menge und Aufteilung des radioaktiven Inventars innerhalb eines Referenzkernkraftwerkes.....	5
3.1	Voraussetzungen zur Stilllegung.....	5
3.2	Gefährdungspotenzial aus radioaktiven Freisetzungen	8
4	Aufgetretene Ereignisse mit Relevanz für den Brandschutz.....	11
4.1	Brände im Rahmen von Trocknungsvorgängen für radioaktives Material	11
4.1.1	Ereignis Nr. 1: Schwelbrand von Gummimaterial während des Trocknungsprozesses	11
4.1.2	Ereignis Nr. 2: Schwelen von Reststoffen in einem Fass nach dem Trocknungsprozess	13
4.1.3	Ereignis Nr. 3: Entstehungsbrand nach der Trocknung von Taschenfiltern.....	14
4.1.4	Bewertung der Ereignisse	15
4.2	Auswertung von Entstehungsbränden	22
4.3	Ausfall von Brandschutzeinrichtungen	25
4.3.1	Vorbemerkungen zu den Meldekriterien	25
4.3.2	Brandschutztüren	26
4.3.3	Löschanlagen.....	27
4.3.4	Brandschutzklappen.....	28
5	Änderungen im Brandschutzkonzept.....	29
5.1	Einführung.....	29
5.2	Kerntechnische Schutzziele und radiologische Sicherheitsziele.....	30
5.3	Schutz der in einem Kernkraftwerk tätigen Personen im Brandfall	31
5.4	Einfluss auf die brandschutztechnische Trennung.....	32
5.4.1	Grundzüge des Verfahrens nach KTA 2101.2 Anhang A.....	33

5.4.2	Probabilistisch begründetes Sicherheitskonzept.....	36
5.4.3	Erläuterungen zum probabilistisch begründeten Sicherheitskonzept.....	38
5.4.4	Darstellung der Sicherheitsbeiwerte.....	42
5.4.5	Konservativitäten im Nachweisverfahren	43
5.4.6	Berücksichtigung der Umstände des Nachbetriebs und Rückbaus	44
6	Brandbedingte Freisetzung von Radioaktivität.....	47
6.1	Grundsätzliche Vorgehensweise zur Ermittlung der potenziellen Aktivitätsfreisetzung bei Bränden in Gebäuden	47
6.2	Im Rahmen der Ereignisanalysen beschriebene Auslegungsbrände.....	48
6.2.1	Anlage Kernkraftwerk Krümmel (KKK).....	49
6.2.2	Anlage Kernkraftwerk Brunsbüttel (KKB)	51
6.2.3	Anlage Kernkraftwerk Neckarwestheim 1 (GKN-1).....	52
6.2.4	Anlage Kernkraftwerk Unterweser (KKU).....	52
6.2.5	Anlagen Kernkraftwerk Philippsburg 1 (KKP-1) und Philippsburg 2 (KKP-2)	52
6.2.6	Anlagen Kernkraftwerk Biblis A & B (KWB-A & KWB-B).....	53
6.2.7	Anlage Kernkraftwerk Isar 1 (KKI-1).....	55
6.2.8	Anlage Kernkraftwerk Grafenrheinfeld (KKG)	56
7	Bestimmung von Freisetzungsteilen bei Raumbränden in Kernkraftwerken	59
7.1	Stand des Wissens bei brandbedingten Freisetzungsteilen.....	59
7.2	Veröffentlichung von Boetsch, Gründler und Thiel.....	62
7.3	Übertragung der Arbeiten auf Raumbrände in Kernkraftwerken	66
7.3.1	Randbedingungen für die Brandsimulationen	68
7.3.2	Ergebnisse für den 30- bzw. 60-Minuten-Freibrand bei 800 °C	70
7.3.3	Ergebnisse für Naturbrände	74
7.4	Anwendungsbeispiel: Brand in einer LKW-Schleuse	84
7.4.1	Fall 1: Die Schleuse wird nur über die Lüftungsanlage mit vier Luftwechseln ventiliert.....	85
7.4.2	Fall 2: Die Schleuse wird nur über eine Innentür zum Hilfsanlagengebäude ventiliert	85

7.4.3	Fall 3: Die Schleuse wird nur über die Außentür ins Freie ventiliert.....	86
7.4.4	Gegenüberstellung der drei Fälle	88
8	Fazit	89
	Literaturverzeichnis	93
	Abbildungsverzeichnis	103
	Tabellenverzeichnis	107

1 Einleitung

Der vorliegende Bericht untersucht Einwirkungen durch anlageninterne Brände im langfristigen Nichtleistungsbetrieb und in der Stilllegung von Kernkraftwerken. Auch im dauerhaften Nichtleistungsbetrieb geht von einem Kernkraftwerk noch eine erhebliche Gefährdung aus. Es müssen in Abhängigkeit des Anlagenzustands noch zahlreiche Schutzmaßnahmen und Sicherheitseinrichtungen vorhanden sein bzw. betrieben werden. Dies schließt insbesondere auch Brandschutzmaßnahmen ein, die zur Erreichung kerntechnischer Schutzziele bzw. später nur noch radiologischer Sicherheitsziele und konventioneller Schutzziele dienen.

Ausgehend von einer kurzen Darstellung des anzuwendenden Standes von Wissenschaft und Technik in Kapitel 2, wird in Kapitel 3 die während des Nachbetriebs und des Rückbaus abnehmende Menge und die Verteilung des radioaktiven Materials sowie das daraus grundsätzlich resultierende Gefährdungspotenzial einer brandbedingten Freisetzung dargestellt.

In Kapitel 4 wird die bisherige deutsche nachbetriebs-/stilllegungsrelevante Betriebserfahrung bzgl. anlageninterner Brände und der Verfügbarkeit von Brandschutzeinrichtungen vorgestellt.

In Kapitel 5 werden Änderungen am Brandschutzkonzept, die im Rahmen des Nachbetriebs und insbesondere des Rückbaus erfolgen, bzgl. ihrer Auswirkungen auf kerntechnische, radiologische und konventionelle Schutzziele untersucht.

Die grundsätzliche Vorgehensweise zur Bestimmung ereignisbedingter wie brandbedingter Freisetzungen wird zusammen mit den vorliegenden Betreiberangaben zu diesen Ereignisabläufen in Kapitel 6 aufgezeigt.

In Kapitel 7 wird auf die brandbedingten Freisetzungsanteile von Abfallgebinden vertieft eingegangen und der Einfluss von Temperaturverläufen aus Naturbränden gegenüber den normierten 30 bzw. 60 min andauernden 800 °C Einwirkungen verglichen.

In Kapitel 8 wird ein Fazit gezogen.

2 Stand von Wissenschaft und Technik

Der anzuwendende Stand von Wissenschaft und Technik ergibt sich aus dem heranzuziehenden Regelwerk zur Bewertung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen. In Bezug auf Kernkraftwerke, die sich im Nichtleistungsbetrieb befinden, ist dieser Stand in Deutschland grundsätzlich gegeben durch die Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /BMU 15/ und das untergeordnete Regelwerk, insbesondere durch die Sicherheitstechnischen Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA), hier insbesondere die Reihe KTA 2101 Teil 1 bis 3 zum Brandschutz in Kernkraftwerken.

Befinden sich Anlagen im langfristigen Nichtleistungsbetrieb in der Vorbereitung auf die Stilllegung, so ist grundsätzlich weiterhin dasselbe Regelwerk anwendbar, jedoch nur noch sinngemäß, d. h. auf diejenigen Teile, die unter den geänderten Randbedingungen zur Aufrechterhaltung der sicherheitstechnischen Schutzziele notwendig sind.

Befinden sich die Anlagen in der Stilllegung, so sind nach Stilllegungsleitfaden des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) /BMU 16/ weiterhin die Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /BMU 15/ schutzzielorientiert einzuhalten. Das untergeordnete Regelwerk des kerntechnischen Ausschusses ist nach /BMU 16/ in Teilen einzuhalten und in anderen Teilen schutzzielorientiert anzuwenden.

3 Menge und Aufteilung des radioaktiven Inventars innerhalb eines Referenzkernkraftwerkes

3.1 Voraussetzungen zur Stilllegung

Für einen Druckwasserreaktor, der sich über längere Zeit im Nachbetrieb befand, sind vorbereitende Arbeiten für die Stilllegung getroffen worden. Zu Beginn der Stilllegungs- und Abbauphase

- befindet sich verbliebener, bestrahlter Kernbrennstoff vollständig im Brennelement-lagerbecken,
- wurde eine Dekontamination des gesamten Primärkreises sowie von Teilen der an den Primärkreis anschließenden Sicherheits- und Hilfssysteme bereits durchgeführt,
- ist das noch vorhandene Aktivitätsinventar zu über 99 % fest in dem bestrahlten Kernbrennstoff eingebunden,
- ist der übrige Teil des Aktivitätsinventars hauptsächlich in den aktivierten Materialstrukturen des Reaktordruckbehälters und seiner Einbauten sowie des Biologischen Schildes eingebunden,
- befinden sich radioaktive Betriebsabfälle noch in der Anlage,
- sind die noch für die Einhaltung der Schutzziele benötigten Restbetriebssysteme vorhanden und entsprechen den Anforderungen des RBHB/BHB.

Das Aktivitätsinventar eines Referenzdruckwasserreaktors nach ca. 30 Betriebsjahren besteht zu ca. 99 % aus bestrahltem Kernbrennstoff. Das bedeutet in diesem Fall über 400 Brennelemente mit einer durchschnittlichen Aktivität von $2 \text{ E } +16 \text{ Bq}$ sowie Sonderbrennstäbe mit einer Aktivität von ca. $5 \text{ E } +15 \text{ Bq}$, so dass das Inventar auf insgesamt ca. $1 \text{ E}+19 \text{ Bq}$ abgeschätzt wird. Ohne Berücksichtigung des bestrahlten Kernbrennstoffs wird das Inventar entsprechend auf $1 \text{ E } +17 \text{ Bq}$ (entsprechend 1 %) geschätzt. Bezogen auf den letztgenannten Wert verteilt sich das Inventar

- zu ca. 99 % auf eine Aktivierung von Materialien des Reaktordruckbehälters mit Einbauteilen, des Biologischen Schildes und von Betriebsabfällen (Kernbauteile), die fest eingebunden und somit nicht direkt freisetzbar sind,

- zu ca. 0,5 % auf Kontaminationen, die sich überwiegend auf den inneren Oberflächen von wenigen Systemen befinden und somit nicht unmittelbar freisetzbar sind und
- zu ca. 0,5 % auf sonstige kontaminierte Betriebsabfälle.

Die Gesamtaktivität der *aktivierten* Anlagenteile beträgt ca. $5,4 \text{ E}+16 \text{ Bq}$ und setzt sich im Wesentlichen wie folgt zusammen:

- Reaktordruckbehälter mit Einbauten mit einer Aktivität von ca. $2,4 \text{ E}+16 \text{ Bq}$
- Insgesamt 108 Steuerelemente mit einer Aktivität von ca. $2,6 \text{ E}+16 \text{ Bq}$
- Insgesamt 125 Drosselkörper sowie ausgediente Kernbauteile mit einer Aktivität von ca. $3,1 \text{ E}+15 \text{ Bq}$
- Biologischer Schild mit einer Aktivität von ca. $1,1 \text{ E}+12 \text{ Bq}$

Die relevanten Radionuklide der Aktivierung sind

- Co-60 (Halbwertszeit 5,27 Jahre),
- Fe-55 (Halbwertszeit 2,74 Jahre) und
- Ni-63 (Halbwertszeit 100 Jahre).

Im biologischen Schild befindet sich aktivierter Beton mit insbesondere den Radionukliden

- H-3 (Halbwertszeit 12,3 Jahre),
- Eu-152 (Halbwertszeit 13,3 Jahre) und
- Eu-154 (Halbwertszeit 8,8 Jahre).

Die *kontaminierten* Anlagenteile im Kontrollbereich haben eine Gesamtaktivität von ca. $2 \text{ E}+14 \text{ Bq}$ und entsprechen damit weniger als 0,5 % des Aktivitätsinventars der Anlage ohne Berücksichtigung des bestrahlten Kernbrennstoffs. Die Gesamtaktivität der Kontaminationen setzt sich im Wesentlichen wie folgt zusammen:

- Innere Kontamination der Primärsysteme mit einer Kontamination von weniger als $2 \text{ E}+14 \text{ Bq}$ (durch die Primärkreisdekontamination wird eine Aktivitätsreduktion durch das Entfernen der Oxidschicht erreicht)

- Kontamination an Wänden, Decken, Böden und auf den Systemkomponenten (Außenseiten) mit einer Aktivität von ca. $3 \text{ E}+10 \text{ Bq}$

Aus dem Leistungs- und Nachbetrieb befinden sich *radioaktive Betriebsabfälle* in der Anlage. Dabei handelt es sich um

- Mischabfälle wie brennbare und nicht brennbare (pressbare) Abfälle,
- flüssige Abfälle aus Wasser- und Abwasserbehandlung, z. B. Verdampferkonzentrate und Ionentauscherharze,
- mechanische Filtereinsätze,
- Sonderabfälle wie Altöle, Schmierfette, Aktivkohle, Sumpfschlämme und
- während des Leistungs- und Nachbetriebs ausgebaute Anlagenteile wie Rohrleitungen und Behälter.

Flüssige Abfälle wie Verdampferkonzentrate (Aktivität ca. $1,5 \text{ E}+9 \text{ Bq}$) oder Ionentauscherharze (Aktivität ca. $1,2 \text{ E}+13 \text{ Bq}$) werden in Lagertanks gesammelt. Feste Abfälle werden überwiegend in Rundgebinden wie 200-l-Fässern, Edelstahlfässer und MOSAIK-Behälter gesammelt. Sogenannte „Höher aktive Abfälle“ haben eine Dosisleistung von $> 2 \text{ mSv/h}$ und je nach Beladung eine spezifische Aktivität von ca. $1,3 \text{ E}+11 \text{ Bq}$ pro Gebinde. Die übrigen Betriebsabfälle haben eine Beladung von ca. $1,8 \text{ E}+8 \text{ Bq}$ pro Gebinde.

Für den Restbetrieb der Anlage werden neben den Einrichtungen zur strahlenschutztechnischen Überwachung weiterhin im Wesentlichen folgende Systeme und Einrichtungen benötigt:

- Systeme zur Kühlung des Kernbrennstoffs
- Lüftungsanlagen im Kontrollbereich
- Energieversorgungssysteme
- Abwassersammel- und Aufbereitungssysteme
- Leit- und nachrichtentechnische Einrichtungen
- Brandschutzsysteme

- Hebezeuge/Transporteinrichtungen/BE-Lademaschine
- Sonstige Restbetriebssysteme

3.2 Gefährdungspotenzial aus radioaktiven Freisetzungen

In Abb. 3.1 sind der Verlauf der Aktivität in einem Kernkraftwerk und das daraus resultierende Freisetzungspotenzial schematisch dargestellt. In der Betriebsphase eines Kernkraftwerks ist die vorhandene Aktivität aufgrund der Brennstäbe und der laufenden Kernspaltung hoch. Die laufende Kernspaltung bzw. hohe Nachzerfallswärme führt auch dazu, dass bei Ausfall aktiver Kühlsysteme Freisetzungsvorgänge aus dem Kern bzw. dem Abklingbecken stattfinden können. Der Ausfall der Kühlung der Brennelemente kann dabei auch die Folge eines Brandereignisses sein.

Mit Abschaltung einer Anlage geht zunächst die Nachzerfallswärme zurück, und es werden später die Brennstäbe aus der Anlage verbracht, so dass sich die Aktivität um Größenordnungen reduziert. Aktive Systeme zur Kernkühlung bzw. Radioaktivitätsrückhaltung mit Ausnahme der Unterdruckhaltung werden nicht mehr benötigt. Zudem liegt die verbleibende Aktivität vorwiegend in Form von Aktivierung und Kontamination vor, so dass eine brandbedingte Freisetzung nur in geringem Umfang möglich ist.

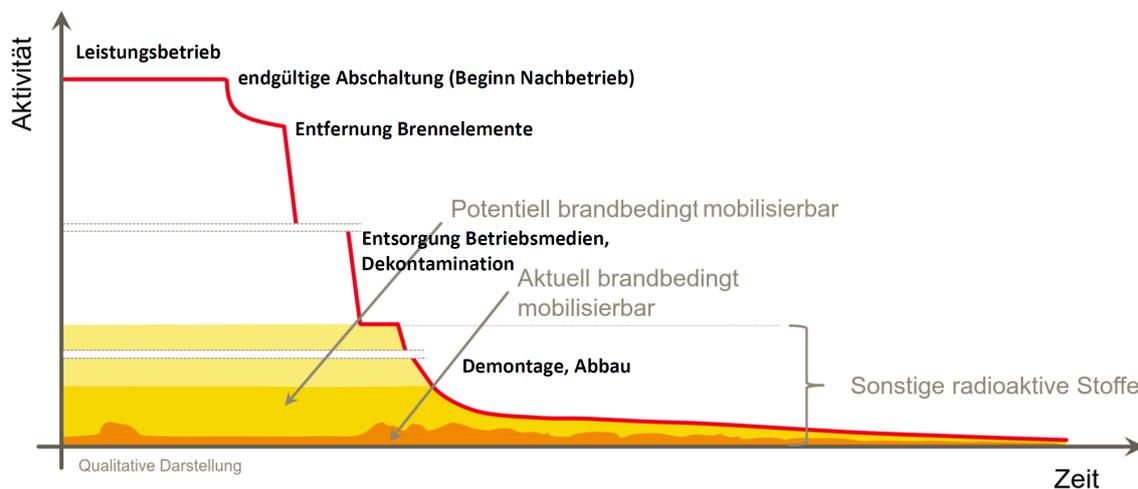


Abb. 3.1 Schematischer Verlauf des Gefährdungspotenzials durch Radioaktivität aus einem Kernkraftwerk (/FIS 20/, ergänzt nach /IAE 04/)

Die Arbeiten im Rahmen der Demontage und des Rückbaus ermöglichen zum Teil eine erhöhte brandbedingte Mobilisierbarkeit von Aktivität (vgl. Abb. 3.1). Gründe hierfür sind z. B.

- die zuvor erfolgte Zerlegung/Zerkleinerung des Materials, was zu einer Oberflächenvergrößerung führt,
- die Verlagerung von Material weg von besonders geschützten Anlagenteilen wie Einbauten des Reaktordruckbehälters oder Primärleitungen und
- die Verlagerung von Material weg von besonders geschützten Gebäudebereichen wie dem Fasslager des Hilfsanlagegebäudes, welches gegen einen Flugzeugabsturz geschützt ist.

Die Arbeitsvorgänge führen auch dazu, dass die Wahrscheinlichkeit bestimmter Unfallszenarien, wie Lastabstürze, Transportunfälle oder Brände, steigt.

Im Zuge der Demontage von Systemen und Komponenten werden neben den bestehenden Flächen des Kontroll- und Überwachungsbereichs weitere Bereitstellungsflächen notwendig. Diese werden benötigt für

- radioaktive Reststoffe und Abfälle zur internen und externen Bearbeitung,
- radioaktive Abfälle für den Transport zur Zwischen- und Endlagerung,
- freigegebene Reststoffe,
- Anlagenteile zur Weitergabe an Dritte und
- konventionelle Abfälle.

Dabei gelten die Anforderungen der StrISchV, und es müssen teilweise temporäre Kontrollbereiche eingerichtet werden.

Als Bereitstellungsflächen werden verwendet

- bestehende Flächen innerhalb des Kontrollbereichs einer Anlage einschließlich des Maschinenhauses einer SWR-Anlage (Kontrollbereich),
- vorhandene Lager für radioaktive Reststoffe und Abfälle (LAW-Lager),

- neu zu errichtende Lager zur Zwischenlagerung sowie
- Anlagengelände zur Lagerung als Containerlager.

Die unterschiedlichen Lagerformen bieten grundsätzlich einen unterschiedlichen Schutz gegen Freisetzungen bei übergreifenden Einwirkungen. Mögliche Freisetzungen im Zusammenhang mit Einwirkungen von außen werden bei Strack et al. /STR 20/ betrachtet.

Bei Brandeinwirkungen von außen bietet die Gebäudehülle einen effektiven Schutz. Die Auslegungsanforderungen werden unter /KTA 15/, /KTA 15a/ und /DIN 13/ beschrieben. Bei Bränden innerhalb der Lagergebäude spielen grundsätzlich die vorhandenen passiven und aktiven Brandschutzmaßnahmen eine Rolle (vgl. Kapitel 4), die in einem konsistenten Brandschutzkonzept (vgl. Kapitel 5) umzusetzen sind. Grundsätzlich kann es beim Versagen von Brandschutzmaßnahmen zur Freisetzung von Radioaktivität kommen. Hierzu werden in Kapitel 6 die Betreiberangaben in den Sicherheitsberichten ausgewertet und in Kapitel 7 eigene Untersuchungen mit dem Fokus auf Raumbrände durchgeführt.

4 Aufgetretene Ereignisse mit Relevanz für den Brandschutz

In diesem Kapitel werden Ereignisse mit Relevanz für den Brandschutz dargestellt. Dabei handelt es sich um Brände bzw. Entstehungsbrände sowie Ausfälle von Bauteilen des anlagentechnischen oder baulichen Brandschutzes mit Relevanz für den Nachbarbetrieb und Rückbau.

4.1 Brände im Rahmen von Trocknungsvorgängen für radioaktives Material

Während des Betriebs von Kernkraftwerken werden radioaktive Rückstände in Auffangwannen, Dampferzeugern, Wasserableitungssystemen, heißen Werkstätten usw. innerhalb des Kontrollbereichs gesammelt. Viele dieser Rückstände haben einen hohen Wassergehalt, weshalb sie vor der Weiterverarbeitung getrocknet werden müssen. Wenn der Abfall für die Entsorgung vorbereitet wird, müssen bestimmte Annahmebedingungen erfüllt werden, zu denen auch Kriterien für den Restwassergehalt gehören. Daher werden während des Anlagenbetriebs und zunehmend auch während der Stilllegung die Fässer mit radioaktiven Abfällen in Trocknungsanlagen getrocknet.

Im Zusammenhang mit den notwendigen Trocknungsvorgängen sind drei meldepflichtige Schwelbrände zu nennen, die in den letzten Jahren in Kernkraftwerken in Deutschland aufgetreten sind. Im Folgenden werden Einzelheiten zu diesen Brandereignissen, zum Erfolg der verschiedenen Brandschutzmaßnahmen und zu einigen Verbesserungspotentialen beschrieben.

4.1.1 Ereignis Nr. 1: Schwelbrand von Gummimaterial während des Trocknungsprozesses

Ein meldepflichtiges Ereignis in einem deutschen Kernkraftwerk betraf einen Schwelbrand in einem Abfallfass, das an einer anlageninternen Trocknungsanlage getrocknet wurde. Das 200-l-Fass war vorwiegend mit Hartgummi gefüllt. Das Material wurde ursprünglich als Beschichtungsmaterial in einen Behälter verwendet und wurde mechanisch entfernt, wodurch es zerkleinert wurde. Durch die Zerkleinerung reduzierte sich die Selbstentzündungstemperatur des Materials, die für den Einbauzustand vom Hersteller mit ca. 300 °C angegeben wurde. Das Material besteht aus einer Hartgummierung auf Basis von Isoprenkautschuk.

Zum Trocknen wurde das Fass in eine Trocknungsanlage eingestellt (siehe Abb. 4.1). Beim Trocknungsprozess wird das Fass von außen durch einen heißen Luftstrom erwärmt. Die Luft wird dazu durch eine elektrische Heizung auf eine Temperatur von ca. 155 °C gebracht. Der Luftstrom nimmt zugleich das verdampfende Wasser auf und wird in einem Kreislaufprozess zur Auskondensation des Wasserdampfs abgekühlt, bevor er wieder erhitzt wird. Der Trocknungsprozess wird beendet, wenn der Massenstrom des Kondensats unter einen vorgegebenen Grenzwert fällt.

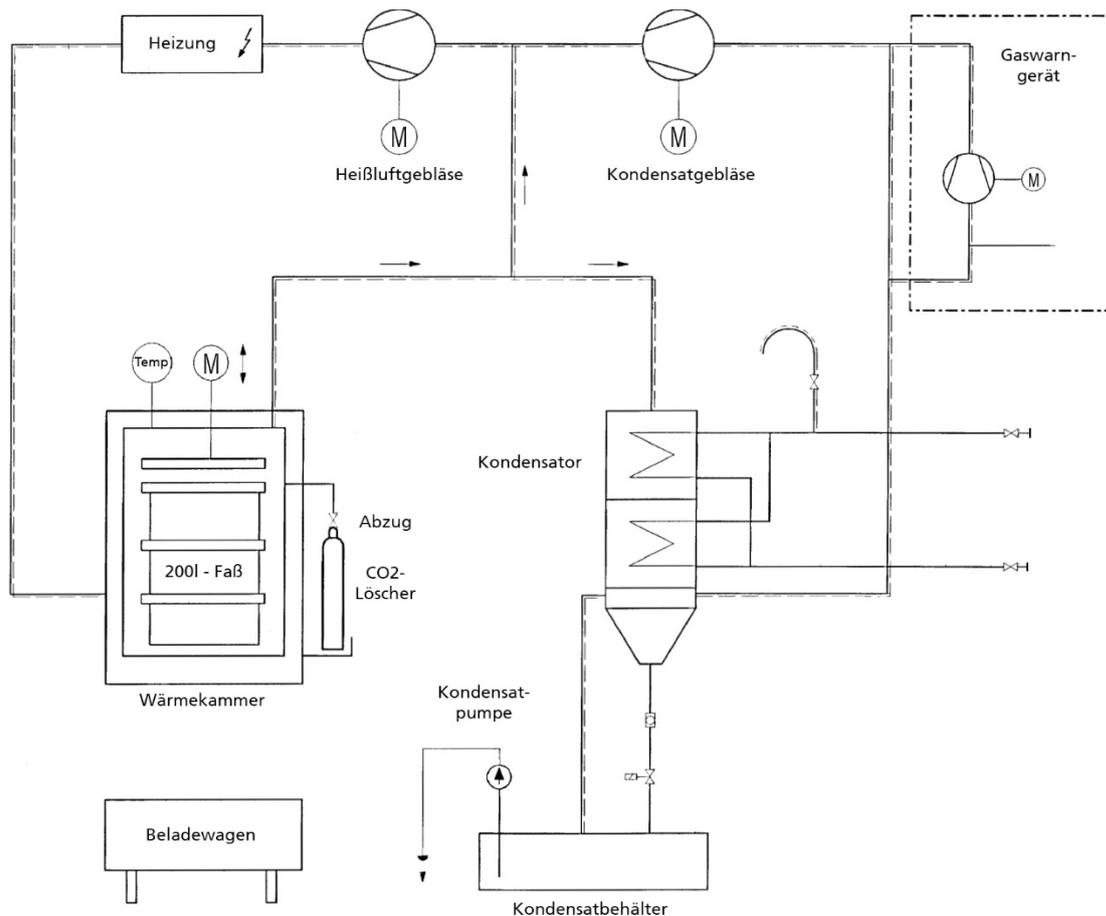


Abb. 4.1 Prinzipaufbau der Trocknungseinrichtung

Während des Trocknungsprozesses wird der reguläre Deckel des Fasses durch eine perforierte Metallplatte, ein sogenanntes Dampfsieb, ersetzt. Hierdurch wird der Austritt von Wasserdampf ermöglicht.

Der Trocknungsprozess, der zu dem Schwelbrand führte, verlief zunächst regulär und wurde aufgrund des Kondensatanfallkriteriums automatisch beendet. Danach wurde automatisch das Dampfsieb hochgefahren, um die Abkühlung des Fasses zu beschleunigen. Die Lufttemperatur in der Trocknungskammer betrug wieder fast Raumtemperatur.

Danach stieg die Temperatur in der Trocknungskammer langsam, aber kontinuierlich an. Dies führte zur Auslösung des Temperaturalarms der Trocknungsanlage. Der Temperaturalarm wurde vom System allerdings nicht als Brandalarm gewertet und zunächst auf der Warte nur als Störungssignal wahrgenommen und nicht weiterverfolgt.

Nach einem morgendlichen Schichtwechsel wurde dem Grund der Störungsmeldung nachgegangen und ein Schwelbrand im Fass innerhalb der Trocknungskammer vorgefunden. Nach Erkundung der Situation wurde vom Anlagenpersonal die Kohlendioxid-Inertisierungseinrichtung der Trocknungsanlage manuell ausgelöst. Der Schwelbrand innerhalb des Abfallfasses konnte allerdings hierdurch nicht gelöscht werden. Deshalb wurde die Trocknungseinrichtung geöffnet und der Brand durch die Werkfeuerwehr schließlich mit Wasser und Schaum gelöscht. Der Schwelbrand führte zu keiner Verschleppung von Kontamination außerhalb der Trocknungsanlage, Es gab auch keine Kontamination oder Verletzung von Personal. Das Ereignis hatte keinen Einfluss auf die kerntechnische Sicherheit der Anlage.

Untersuchungen im Anschluss an den Schwelbrand zeigten, dass durch die Zerkleinerung des Materials die Selbstentzündungstemperatur signifikant gesenkt wurde. Die Selbstentzündungstemperatur des Materials im regulären Einbauzustand wurde mit ca. 300°C angenommen. Durch die Zerkleinerung wurde die Temperatur bis auf 160°C gesenkt, wie durch Experimente bestätigt wurde.

4.1.2 Ereignis Nr. 2: Schwelen von Reststoffen in einem Fass nach dem Trocknungsprozess

In einem Technikzentrum, das zu einem Kernkraftwerk gehört, wurden sechzehn 200-l-Fässer mit 180-l-Innenfässern vorgetrocknet. Dazu wurde eine Trocknungsanlage verwendet, in der die Trocknung unter einem reduzierten Druck erfolgt. Die Fässer waren mit Schlamm aus den Sümpfen des Technikzentrums befüllt und sollten nach der Vortrocknung gepresst werden. Insofern war der Trocknungsprozess ein betrieblicher Vorgang, der nicht entsprechend der festgelegten Ablaufpläne zur Erreichung der Endlagerbedingungen erfolgen musste. Die Schlämme waren sehr inhomogen und bestanden aus Metalloxiden (vorwiegend Fe(II)), Metallen (Fe etc.), einigen Kunststoffmaterialien, organischen Flüssigkeiten und unterschiedlichen inerten Materialien. Das Inventar war von Fass zu Fass sowie innerhalb eines Fasses inhomogen.

Die Fässer wurden von außen durch Konvektion durch erwärmte Luft bei einer Temperatur von ca. 130 °C getrocknet. Der Trocknungsprozess wurde bei einem Druck von ca. 50 mbar (gemessen an der Vakuumpumpe) durchgeführt. Die Siedetemperatur von Wasser beträgt hierbei ca. 35 °C. Der Sauerstoffpartialdruck ist hierbei so gering, dass eine Entzündung praktisch ausgeschlossen werden kann. Der Trocknungsvorgang dauerte unter den beschriebenen Bedingungen ca. 450 h.

Ca. 2 h nach dem Trocknungsprozess wurden die Fässer zur weiteren Untersuchung in eine im Technikzentrum befindliche Einhausung verbracht. Zur visuellen Untersuchung wurden die Fassdeckel entfernt. Danach blieben die Fässer im offenen Zustand. Ca. 2 h nachdem die Fässer unter die Einhausung umgelagert wurden, löste ein optischer Rauchmelder innerhalb der Einhausung aus. Fünf Minuten später löste ein weiterer Rauchmelder aus. Die alarmierte Werkfeuerwehr fand ein Schmelbrand in einem der 16 Fässer vor und löschte diesen mit tragbaren Schaumfeuerlöschern.

Um den Entzündungsprozess nachvollziehen können, wurden chemische Analysen der Rückstände in den Fässern durchgeführt. Es zeigte sich, dass eine Redoxreaktion zu der Entzündung führen konnte. Es wird vermutet, dass im ersten Schritt Fe(II) (teils als $(\text{Fe}_3(\text{PO}_4)_2 \cdot 8 \text{H}_2\text{O})$) in einer exothermen Reaktion oxidiert wurde. In einer Probe betrug der Eisenanteil 4,6 %, 90 % davon allerdings als Fe(II). Das Fe(III), welches im Oxidationsprozess produziert wurde, katalytisch wirkt und die Autooxidation organischer Bestandteile ermöglicht. Diese exothermen Reaktionen führten schließlich zur Entzündung des Inventars.

4.1.3 Ereignis Nr. 3: Entstehungsbrand nach der Trocknung von Taschenfiltern

Zwei Knautschtrommeln mit Taschenfiltern aus Polypropylen, die mit Filtrat aus Abwässern der heißen Werkstatt und aus der Gebäudekontamination beladen waren, wurden in einer Trocknungskammer getrocknet. Diese Methode wurde bereits seit einigen Jahren so durchgeführt. Die Temperatur innerhalb der Trocknungskammer betrug ca. 140 °C unter Normaldruck und unter Luftatmosphäre. Der Aufstellbereich der Trocknungsanlage befindet sich im Sperrbereich.

Der Trocknungsprozess war seit ca. 20 h beendet, und die Temperatur innerhalb der Trocknungskammer befand sich fast auf Raumtemperatur, als eine der beiden Knautschtrommeln aus der Kammer herausgeholt wurde (Zeitpunkt $T = 0 \text{ min}$). Im Anschluss

wurde über die Videoüberwachung im Raum eine Rauchentstehung wahrgenommen. Die Trommel wurde danach in die Trocknungskammer zurückgebracht. Die Tür der Kammer ließ sich allerdings nicht vollständig schließen, da das Signal des Türklemmschutzes ausgelöst wurde. Die Kohlenmonoxidkonzentration in der Kammer stieg an und nach ca. 20 min wurde ein CO-Melder in der Kammer ausgelöst, weil die Konzentration in der Kammer über 300 ppm lag. Hierdurch wurde automatisch die Kohlendioxid-Löschanlage innerhalb der Kammer ausgelöst. Da die Tür allerdings nicht vollständig verschlossen war, wurde die Löschanlage manuell gestoppt, um eine CO₂-Flutung des Raumes zu verhindern.

Der Brand wurde von Mitarbeitern der Werkfeuerwehr unter schwerem Atemschutz mit CO₂-Feuerlöschern gelöscht. Dabei wurden die Knautschtrommeln nacheinander aus der Trocknungskammer entnommen und nach der Löschmittelaufgabe mit einem Deckel abgedeckt. Die Probleme beim Schließen der Tür der Trocknungsanlage ließen sich bei einer visuellen Inspektion der Tür weder bestätigen noch rekonstruieren. Die Meldung „Brand aus“ wurde nach ca. 130 min gegeben.

Messungen der Aerosolaktivität der Ortsdosisleistung sowie Wischtests zeigten nur einen geringen Anstieg der Aktivität.

Der Entzündungsprozess konnte nicht eindeutig reproduziert werden. Es wird vermutet, dass eine Kombination aus erhöhten Temperaturen von ca. 140 °C in Verbindung mit einer zu kurzen Abkühl- und Verweilzeit in der Trocknungskammer und materialspezifischen Eigenschaften den Selbstentzündungsprozess ermöglichte.

4.1.4 Bewertung der Ereignisse

4.1.4.1 Sicherheitstechnische Bewertung

Die Ereignisse wurden gemäß dem Kriterium N 3.2.1 der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV) /AtS 18/ gemeldet, da es sich um anlageninterne Brände in einem Raum handelte, in dem radioaktive Stoffe oberhalb der von der Strahlenschutzverordnung vorgeschriebenen Werte vorhanden sind (vgl. Anlage 3, Tabelle 1, Spalte 2 /AtS 18/).

Gemäß 2.5 (1) der Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /BMU 15/ ist auf den Sicherheitsebenen 1 und 2 die Strahlenexposition des Personals bei allen Tätigkeiten

unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung so gering wie möglich zu halten. Die Anforderungen an den Brandschutz erfordern gemäß Anhang 3, Abschnitt 3.2.1 /BMU 15/ eine Vermeidung bzw. Begrenzung von Brandlasten und Zündquellen. Für dennoch entstandene Brände ist in Bereichen mit Sicherheitseinrichtungen sowie Kontrollbereichen eine zuverlässige und schnelle Branderkennung und Alarmierung sicherzustellen (vgl. Abschnitt 3.2.1 (15) /BMU 15/). Ebenso ist eine frühzeitige und wirksame Brandbekämpfung zu gewährleisten.

Die Trocknungsanlagen sind nicht Teil des Sicherheitssystems und haben ausschließlich betriebliche Aufgaben. Bei den Ereignissen wurden auch keine Komponenten mit Sicherheitsfunktion beeinträchtigt oder gefährdet. Ebenfalls wurden keine relevanten Freisetzungen von radioaktiven Stoffen außerhalb der Trocknungsanlagen nachgewiesen.

Die sicherheitstechnische Bedeutung der Ereignisse besteht zum einen darin, dass ein Brand über einen längeren Zeitraum unerkannt vorlag (Ereignis 1). Zum anderen bestand ein Potenzial zur Freisetzung von radioaktiven Stoffen durch die Schwelbrände. Grundsätzlich besteht auch die Möglichkeit, dass sich ein Schwelbrand zu einem offenen Brand entwickelt oder dass Schwel- bzw. Pyrolysegase in geschlossenen Trocknungsanlagen (Ereignisse 1 und 3) zur Bildung explosionsfähiger Gasgemische führen, die sich nach Zufuhr von Luftsauerstoff entzünden können /KRA 09/.

Keines der drei beschriebenen Brandereignisse führte zu einem offenen Flammenbrand. Es gab auch keine Brandausbreitung aus einem Fass heraus, so dass keine sicherheitstechnischen Einrichtungen unmittelbar gefährdet waren. Über eine signifikante Freisetzung von Radioaktivität aus den Fässern durch Brandrauch oder durch Löschmittel wurde in keinem Fall berichtet. Insofern waren keine sicherheitstechnischen oder radiologischen Schutzziele unmittelbar betroffen.

Im Folgenden werden die Ereignisse bezüglich der Brandentzündung, -erkennung und -bekämpfung charakterisiert.

4.1.4.2 Diskussion zur Brandentzündung

Da eine Fremdzündung (Zündung durch lokale Zuführung von Energie /VDI 18/) ausgeschlossen werden kann, kommen als Einflussfaktoren nur die Wärmezufuhr von außen zum Fassinventar und exotherme Reaktionen des Fassinventars in Betracht, bzw. eine Kombination daraus. Die geringste Temperatur, bei der eine Probe unter definierten Bedingungen, z. B. eine allseitige Wärmeeinwirkung, sich selbst entzündet, ohne dass es ein weiteres Zündinitials, z. B. der Zündung sich entwickelnder Pyrolysegase, bedarf, wird als Selbstentzündungstemperatur (SET) bezeichnet /VDI 18/. Zur Selbstentzündung kommt es, wenn die Wärmeabfuhr aus einer Probe geringer wird als die Wärmeproduktion infolge Selbsterwärmung, die mit steigender Temperatur ansteigt. Eine schematische Darstellung des Verlaufs eines Selbstentzündungsprozesses wird in Abb. 4.2 gegeben.

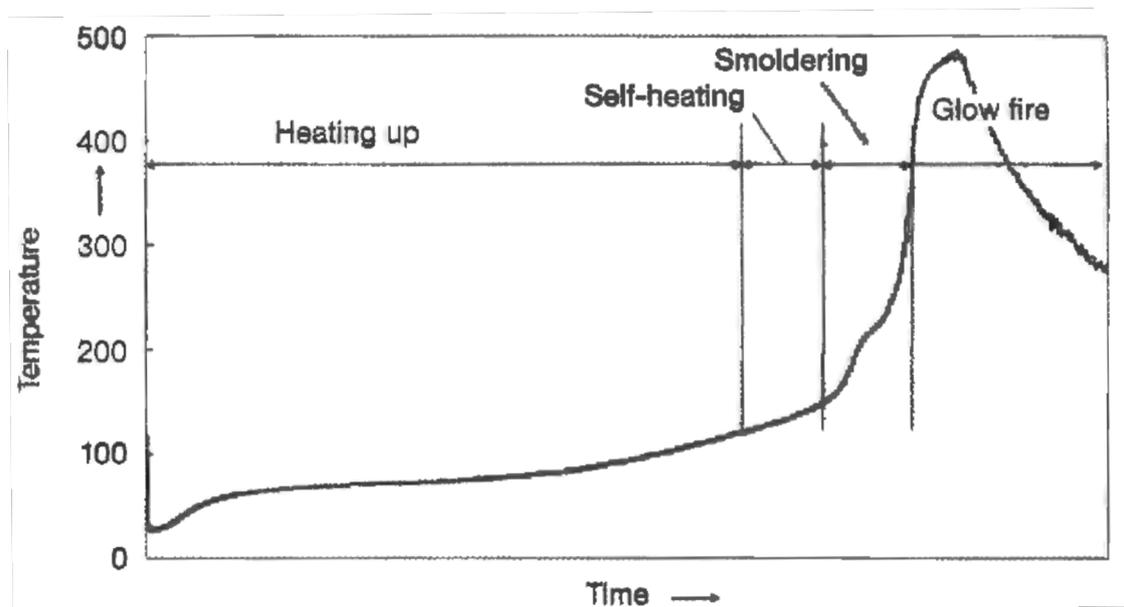


Abb. 4.2 Verlauf eines Selbstentzündungsprozesses /KRA 09/

Wie aus der Definition der SET erkennbar, ist diese Temperatur keine physikalische Eigenschaft des Materials, sondern hängt von den Umgebungsbedingungen ab. Ein entscheidender Parameter ist das Volumen des Probenbehälters. Je größer der Probenbehälter, desto geringer die Selbstentzündungstemperatur, weil die Wärmeverluste aufgrund des günstigeren Verhältnisses Volumen zu Oberfläche geringer sind.

Ein Beispiel für diesen Zusammenhang wird von Kimpel et al. /KIM 12/ am Beispiel von Braunkohle dargestellt (siehe Abb. 4.3).

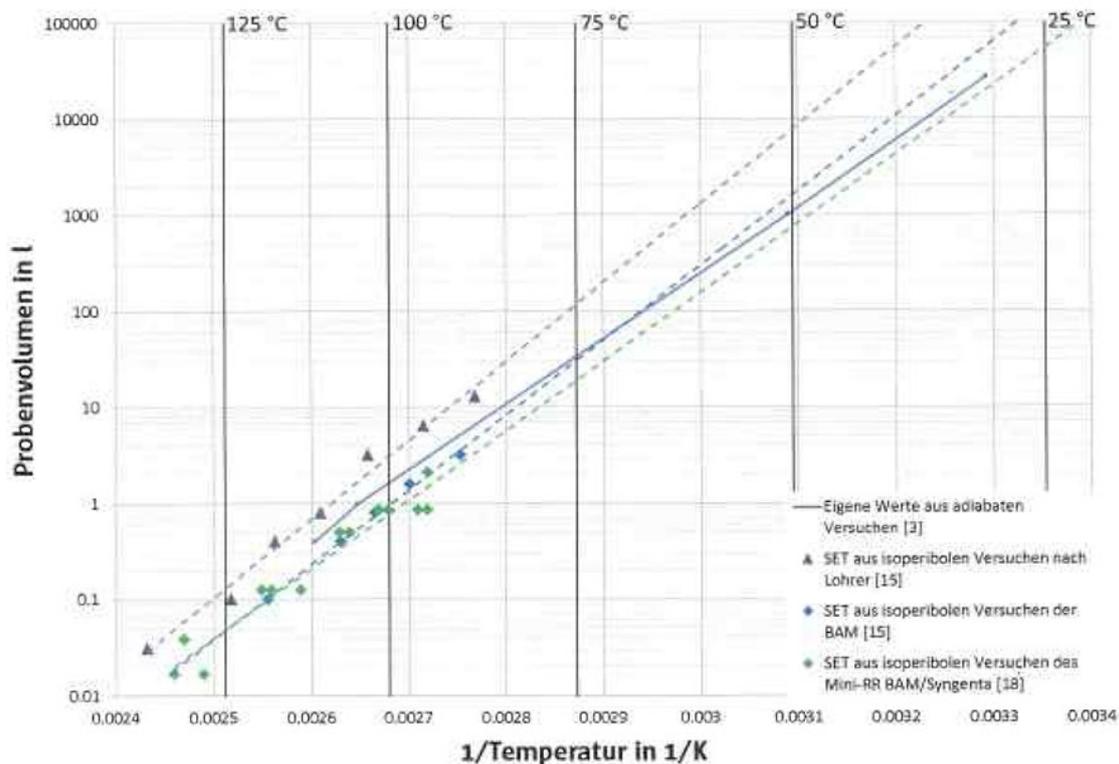


Abb. 4.3 Abhängigkeit der SET von der Probengröße /KIM 12/

Dabei ist erkennbar, dass sich das Reziprok der SET in Kelvin linear zum Logarithmus des Volumens (bzw. des Verhältnisses aus Volumen und Oberfläche) der Probe verhält. Für die Skalierung einer Laborprobe bis zum 200 l-Fass ist dieser Zusammenhang zu beachten, falls die SET von Abfallproben kleinmaßstäblich bestimmt werden soll.

Bezogen auf das erste beschriebene Ereignis, bei dem ein relativ homogenes organisches Material entzündet wurde, spielt der dargestellte Zusammenhang ebenfalls eine Rolle zur Bestimmung der Selbstentzündungstemperatur in der Trocknungsanlage. Die SET wurde zusätzlich gesenkt, weil das Beschichtungsmaterial beim Entfernen zerkleinert wurde und somit die Oberfläche des Materials zunahm und die thermische Leitfähigkeit reduziert wurde /BAB 14/.

Beim zweiten Ereignis ist die Zusammensetzung des Materials sehr inhomogen und teilweise unbekannt. Der Einfluss von Fe(III) als Katalysator wurde von Betreiberseite herausgestellt. Es wird davon ausgegangen, dass solche Verunreinigungen des Materials einen großen Einfluss auf das Entzündungsverhalten haben können /BAB 14/, /KRA 09/.

Nach den Ereignissen 1 und 2 wurde jeweils als Mittel zur Vermeidung der Wiederholung vorgesehen, den Luftzutritt an die Fässer beim Abkühlungsprozess zu reduzieren. Dazu

soll beim Trocknungsverfahren zum Ereignis 1 das Dampfsieb beim Abkühlen auf dem Fass verbleiben. Beim Trocknungsverfahren zum Ereignis 2 sollen nach Abstellen des Unterdrucks und Ausbringen der Fässer aus der Trocknungsanlage die Fässer sofort mit dem Fassdeckel verschlossen werden und nicht im geöffneten Zustand abkühlen.

Durch ein Dampfsieb wird der Sauerstoffzutritt nicht vollständig verhindert, sondern nur reduziert. Die tatsächliche Abnahme des Sauerstoffzutritts lässt sich schwer abschätzen, da dieser im Fassinneren wahrscheinlich eher durch die Diffusion durch das Material limitiert wird.

Der Einfluss einer reduzierten Luftsauerstoffkonzentration im Material auf die SET wird in Abb. 4.4 dargestellt. In diesen Versuchen wurde die Sauerstoffkonzentration in der Umgebungsluft der Proben abgereichert, indem der Stickstoffanteil erhöht wurde. Eine Erhöhung der SET mit kleiner werdender Sauerstoffkonzentration ist für jedes Probenmaterial zu erkennen, allerdings ist der Einfluss für die Proben unterschiedlich, und auch bei stark reduzierter Sauerstoffkonzentration bleiben die Proben zündfähig.

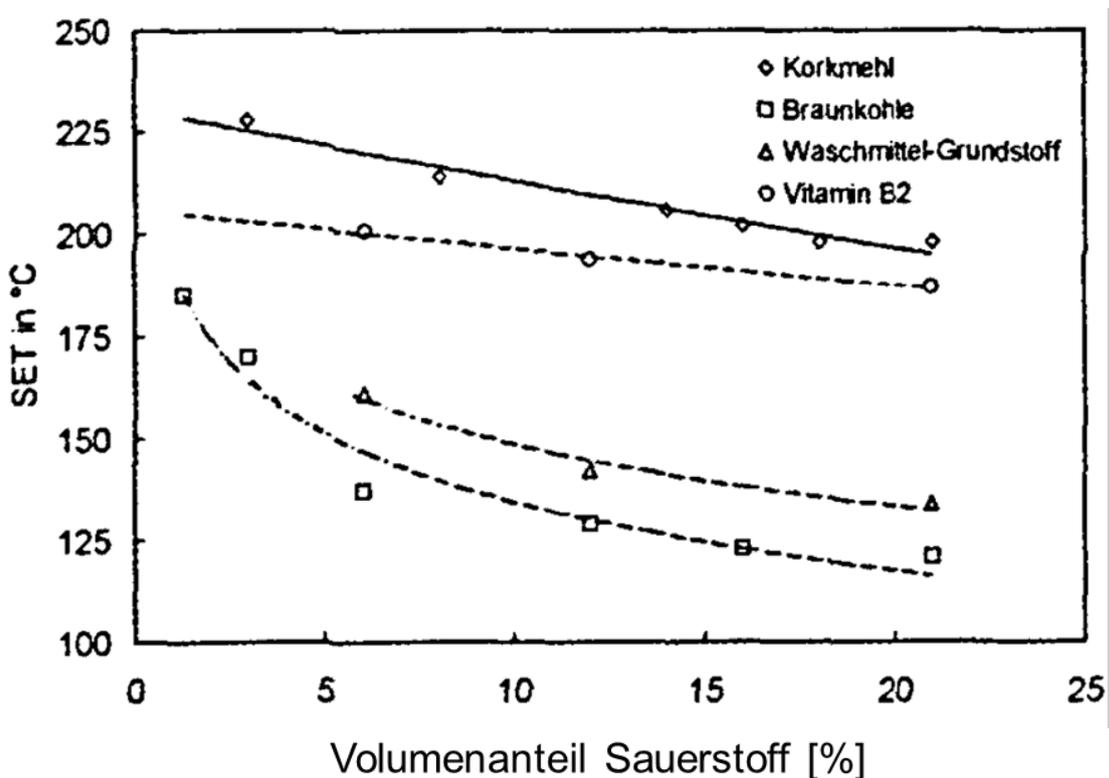


Abb. 4.4 Abhängigkeit der SET vom Volumenanteil der Sauerstoffkonzentration (Probenvolumen jeweils 100 cm³) /SCH 02/

Die Übertragung der Ergebnisse auf ein Fass, auf dem sich ein Dampfsieb befindet, ist insofern schwer, da der Einfluss auf den Sauerstoffanteil im Fass nicht bekannt ist. Allerdings ist grundsätzlich von einer positiven Wirkung auszugehen, da die Wahrscheinlichkeit einer Entzündung reduziert wird. Insbesondere falls sich ein Schwelbrand im Fass zu einem offenen Flammenbrand an der Oberfläche entwickeln sollte, kann ein Dampfsieb die Verbrennung limitieren.

Beim Trocknungsverfahren zum Ereignis 2 wurde der Prozess so geändert, dass die Fässer früh verschlossen werden. Hierdurch wird der Sauerstoffzutritt verhindert und nur noch das im Fass befindliche Inventar kann für Oxidationsvorgänge verwendet werden. Es ist allerdings anzumerken, dass bei der Entzündung im Fall 2 Redoxreaktionen eine Rolle gespielt haben, also auch im Fassinventar weiteres Oxidationsmittel vorhanden war. Welche Gesamtwärmemenge hierdurch freigesetzt werden kann, kann mit den vorhandenen Informationen zum Ereignis nicht abgeschätzt werden.

4.1.4.3 Diskussion zur Branderkennung

Die drei Ereignisse wurden zunächst

- durch einen Temperatursensor in der Trocknungskammer (Ereignis 1),
- durch einen herkömmlichen optischen Rauchmelder in der Einhausung der Fässer (Ereignis 2) bzw.
- durch eine Videokamera, gefolgt von einem CO-Sensor innerhalb der Trocknungskammer (Ereignis 3),

erkannt.

Dies zeigt, dass ein Brand grundsätzlich durch sehr unterschiedliche Detektionsverfahren erkannt werden kann. Da für die verschiedenen Fälle keine vergleichenden Brandkenngrößen oder Daten von Brandmeldern zur Verfügung stehen, ist es schwer festzulegen, welches Detektionsverfahren am schnellsten bzw. zuverlässigsten reagiert.

Aufgrund des langsamen Entzündungsprozesses, der mit einer Selbsterwärmungsphase und einer frühen Freisetzung von Kohlenmonoxid als Zersetzungs- und Schwelprodukt einhergeht, sind die Temperaturerhöhung und CO-Produktion prinzipiell als frühe Brandkenngrößen geeignet. Da CO-Sensoren innerhalb der letzten Jahrzehnte immer

günstiger wurden, wurde die CO-Überwachung von Schüttgütern wie Silos oder Filteranlagen zum Standard /KEL 14/.

Die CO-Überwachung von Trocknungsprozessen ist allerdings mit einigen Schwierigkeiten behaftet. Erstens kann beim Trocknen organischer Materialien CO aus Desorptionsprozessen freigesetzt werden, ohne dass dies ein Anzeichen einer Brandentstehung ist. Deshalb müssen bereits Erfahrungen mit dem Material und der Prozessführung vorliegen, bevor genaue Schlüsse aus CO-Konzentrationen abgeleitet werden können.

Zweitens können Metallfraktionen häufig im Trocknungsgut auftreten. Sie oxidieren in feuchter Umgebung und führen zur Freisetzung von Wasserstoff, der wiederum eine hohe Querempfindlichkeit zu Kohlenmonoxid bei den elektrochemischen oder halbleiterbasierten CO-Sensoren aufweist. Der Wasserdampfgehalt in der zu messenden Atmosphäre ist ebenfalls zu berücksichtigen, so dass die CO-Messung insgesamt relativ aufwendig wird.

Schließlich ist zu berücksichtigen, dass durch das Fassinventar keine erzwungene Strömung verläuft, sondern das Schwelgas CO an die Fassoberfläche diffundieren muss. Die Geschwindigkeit der Diffusion erfolgt in der gleichen Größenordnung wie die Wärmeleitung, also relativ langsam. Zusätzlich kann während der Abkühlphase des Fasses entstehendes H₂O insbesondere nahe der Oberfläche schon wieder kondensieren. Unter diesen Voraussetzungen ist das Volumenverhältnis von eindiffundierendem O₂, der zu CO₂, H₂O und teilweise zu CO reagiert, kleiner als 1. Mit anderen Worten atmet das Fass ein, so dass der Austritt von CO aus einem Fass verzögert wird /KEL 19/.

Die Temperaturüberwachung in der Gasphase oberhalb der Fässer findet sicher häufig statt, ist allerdings zur Branderkennung relativ träge. Schneller lassen sich sicher Hotspots im Fass mittels Infrarotkamera identifizieren, wenn die Wärme bis zum Fassrand geleitet wurde und dieser nicht mehrwandig oder besonders dick ausgeführt ist. Nach Kenntnis des Autors sind auch Trocknungsanlagen in der Entwicklung, in der Lanzen zur Temperaturmessung innerhalb der Fässer verwendet werden.

4.1.4.4 Diskussion zur Brandlöschung

Die Brandbekämpfung erfolgte in den drei Fällen

- durch Kohlendioxid, wobei im Ereignis 1 die automatische Inertisierung nicht erfolgreich war und anschließend manuell mit Wasser/Schaum gelöscht wurde und im Ereignis 3 die automatische Brandlöschung unterbrochen werden musste und erst die manuelle Brandbekämpfung mit CO₂-Feuerlöschern erfolgreich war und
- durch Wasser/Schaum, wobei die Löschung mit Handfeuerlöschern bei den Ereignissen 1 und 2 erfolgreich war.

Die Motivation, zunächst Inertgase wie CO₂ einzusetzen, ist nachvollziehbar, um das getrocknete Material nicht sofort wieder zu nassen. Allerdings ist die Wärmekapazität der Inertgase so gering, dass der Kühleffekt gering ist und die Bekämpfung tiefsitzender Schwelbrände und Hot-Spots sehr lange Haltezeiten erfordert. Die Wärmefreisetzung durch fassinterne Redoxreaktionen kann wahrscheinlich noch schwerer unterbrochen werden.

Insofern sind wasserbasierte Löschmittel deutlich wirksamer, wie es sich auch für die aufgetretenen Ereignisse gezeigt hat. Die Notwendigkeit der Vorhaltung von Sonderlöschmitteln könnte sich aufgrund der Zusammensetzung des Trockengutes ergeben, z. B. durch einen hohen Anteil an nicht oxidierten (Leicht)-Metallpartikeln. Dies ist im Einzelfall zu bewerten.

4.2 Auswertung von Entstehungsbränden

Neben den oben vorgestellten Brandereignissen sind im Projektzeitraum keine Brände gemeldet worden, die eine besondere Relevanz für den Nachbetrieb oder Rückbau aufweisen. Dabei ist allerdings zu berücksichtigen, dass die Mehrzahl von Entstehungsbränden auf einem Kernkraftwerksgelände aus unterschiedlichen Gründen nicht unter die Meldepflicht nach AtSMV /AtS 18/ fallen.

Einsatzzahlen über einen längeren Zeitraum konnten für einen Anlagenstandort mit zwei Kraftwerksblöcken erhalten werden. Beide Blöcke waren im Jahr 2011 zunächst in den Nachbetrieb gegangen und haben ab Mitte 2017 die Genehmigung zu Stilllegung und Abbau erhalten. Bei den Einsatzzahlen der Werkfeuerwehr ist grundsätzlich zwischen den „feuerwehrpflichtigen“ Einsätzen, wie Brandeinsätze und technische Hilfeleistungen

(THL) z. B. bei Verkehrsunfällen, Menschenrettung oder Chemie-/Ölunfällen, und den „nicht feuerwehropflichtigen“ Einsätzen, wie Arbeitseinsätze und sonstige technische Hilfeleistungen, zu unterscheiden (siehe Tab. 4.1).

Tab. 4.1 Einsatzzahlen der Werkfeuerwehr an einem Doppelblockstandort

	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019
Fehlauslösung BMA	16	29	23	15	14	9	12	15	9	10	4	2
Brände (auch bis Eintreffen FW gelöscht)	3	5	4	4	2	4	6	9	5	10	8	21
Brandeinsätze gesamt	19	34	27	19	16	13	18	24	14	20	12	23
Verkehrsunfall	1	1	1	0	0	0	1	0	3	2	0	1
Menschenrettung	1	1	1	1	3	0	3	3	0	5	3	2
Chemie/Öl	7	11	4	5	2	3	8	6	4	9	10	10
THL fw-pflichtig gesamt	9	13	6	6	5	3	12	9	7	16	13	13
Zwischensumme fw-pflichtig	28	47	33	25	21	16	30	33	21	36	25	36
Aufzug	2	9	2	9	3	8	8	9	9	3	0	0
Arbeitseinsatz	8	7	6	4	4	6	3	3	9	19	10	0
Tierrettung	0	0	0	2	1	0	0	0	1	0	4	2
THL sonstige gesamt	10	16	8	15	8	14	11	12	19	22	14	2
sonstige Einsätze	0	4	2	1	3	6	2	15	21	16	28	32
Zwischensumme nicht fw-pflichtig	10	20	10	16	11	20	13	27	40	38	42	34
Gesamt	38	67	43	41	32	36	43	60	61	74	67	70

Unter „Fehlauslösung BMA“ sind Auslösungen der Brandmeldeanlage durch Staub oder andere Freisetzungen zu verstehen, die ohne einen Brand entstanden. Im Nachbetrieb nach 2011 nahm die Anzahl dieser Ereignisse gegenüber dem Leistungsbetrieb ca. um die Hälfte ab. Mit Beginn der Stilllegung ab 2018 wurden weitere Maßnahmen zur Freischaltung von Meldern während Arbeiten umgesetzt, die sich ebenfalls durch eine Reduzierung der Fehlauslösungen bemerkbar machen.

Unter den Brandereignissen wird der deutlich größte Teil bereits durch Personal vor Ort gelöscht, so dass die Werkfeuerwehr keine eigenen Löscharbeiten mehr durchführen muss. Die Anzahl der Entstehungsbrände ist in der Stilllegung gegenüber dem Leistungsbetrieb gestiegen, was auf die Zunahme der Arbeiten einschließlich der typischen Heiarbeiten zurckzufhren ist.

Aus den zuvor beschriebenen Kategorien setzt sich die Anzahl der Ereignisse „Brandeinsätze gesamt“ zusammen. Innerhalb der Stilllegung ab 2017 traten knapp 20 Ereignisse pro Jahr auf.

Im Jahr 2019 musste die Werkfeuerwehr nur einen Brand löschen. Die übrigen 20 Entstehungsbrände wurden durch Personal vor Ort bereits vor Eintreffen der Feuerwehr gelöscht.

Der einzige von der Feuerwehr zu löschende Brand betraf einen der beiden Maschinentransformatoren, der auf dem Kraftwerksgelände thermisch zerlegt wurde. Bei diesen Zerlegearbeiten entzündete sich Restöl im Inneren des Transformators und führte zu einem heftigen Brand, so dass die Werkfeuerwehr mit zwei C-Rohren im Einsatz war. Durch die weiträumige Absperrung des Zerlegearbeitsplatzes bestand zum Zeitpunkt des Brandereignisses keine Personengefährdung. Der betreffende Mitarbeiter konnte sich selbst in Sicherheit bringen. Mit Öl kontaminiertes Löschwasser wurde über Ölabscheider gereinigt und beprobt.

Unter den Entstehungsbränden im Jahr 2019 trat gut die Hälfte innerhalb des Kontrollbereichs auf. Auslöser waren in den meisten Fällen Heißarbeiten einschließlich Schleifarbeiten, die aber bereits sehr früh erkannt und durch Personal abgelöscht wurden.

Beim umfangreichsten Entstehungsbrand im Kontrollbereich des Jahres 2019 wurde die Werkfeuerwehr telefonisch durch eine ausführende Firma darüber informiert, dass sich bei Brennschneidarbeiten eine in der Nähe befindliche Kunststoffstapelbox entzündet hatte. Weiterhin wurde berichtet, dass Mitarbeiter der ausführenden Firma den Brand mit einem Pulverfeuerlöscher löschten. Die alarmierte Werkfeuerwehr kontrollierte den Brandort mittels Wärmebildkamera. Dabei wurden keine erhöhten Temperaturen mehr festgestellt.

Zu einem weiteren Ereignis im Kontrollbereich kam es bei Seilsägetätigkeiten an einem zu bearbeitenden Objekt, bei dem die Innengummierung schmolz. Mitarbeiter vor Ort informierten telefonisch sofort die Werkfeuerwehr. Ein Einsatz der Feuerwehr war nicht erforderlich. In der Folge des Ereignisses wurden die Arbeitsvorgänge modifiziert.

Die feuerwehropflichtigen Einsätze im Bereich „technischer Hilfeleistung“ werden in „Verkehrsunfälle“, „Menschenrettung“ und „Chemie/Öl-Umfälle“ unterteilt, wobei letztere den größten Anteil ausmachen. „Verkehrsunfälle“ schließen Ereignisse auf der Zufahrtstraße des Standorts („Kraftwerkstraße“) wie Wildunfälle mit ein. In den letzten drei Jahren ist erwartungsgemäß ein Anstieg der technischen Hilfeleistungen festzustellen, insbesondere im Zusammenhang mit „Chemie/Öl-Unfällen“.

Die „nicht-feuerwehropflichtigen“ Einsätze umfassen „Personenbefreiungen aus Aufzügen“ oder „Tierrettungen“, die grundsätzlich auch zeitkritisch sind. Daneben werden „Arbeitseinsätze“ und in jüngerer Zeit sehr viele „sonstige Einsätze“ gelistet, die wahrscheinlich im Wesentlichen planbar sind.

Aus einem Kernkraftwerkstandort in der Stilllegungsphase wurde von folgenden Entstehungsbränden berichtet:

- Beim Abtrennen von ehemals ölführenden Rohren mittels Trennschleifer entzündeten sich Restmengen des Öls innerhalb des Systems.
- Beim Trennschneiden von Metallteilen innerhalb von Einhausungen aus schwerentflammbarer Folie kam es durch Funkenflug zur Entzündung der Folie.

In beiden Fällen wurden die Entstehungsbrände durch das anwesende Personal mit Handfeuerlöschern gelöscht. Die Werkfeuerwehr musste nicht einschreiten.

Aus einer weiteren Mehrblockanlage, die sich schon längere Zeit in der Stilllegung befindet, wurde innerhalb eines Zeitraums von zwei Jahren ein Entstehungsbrand dokumentiert, der durch einen elektrischen Fehler entstand und innerhalb einer Verwaltungseinrichtung auftrat. Der Brand führte nur zu geringem Sachschaden.

4.3 Ausfall von Brandschutzeinrichtungen

4.3.1 Vorbemerkungen zu den Meldekriterien

Der Ausfall von Brandschutzeinrichtungen wie Brandschutzklappen, Brandschutztüren, Teile der Brandmeldeanlage oder Teile von Löschanlagen ist grundsätzlich meldepflichtig nach AtSMV /AtS 18/ entsprechend des Meldekriteriums N 2.1.3 der Anlage 1 (Kernkraftwerke in Betrieb) bzw. desgleichen der Anlage 4 (Anlagen in Stilllegung):

„Ausfall von oder Schaden an einer Einrichtung des anlagentechnischen oder bautechnischen Brandschutzes.

Nicht zu melden sind Ausfälle von oder geringfügige Schäden an einzelnen Komponenten des anlagentechnischen oder bautechnischen Brandschutzes, durch die die Brandschutzfunktionen nicht unzulässig beeinträchtigt wurden.“

Gemäß Erläuterungen zu den Meldekriterien (Stand: 09/2015) /BMU 15a/ können geringfügige und damit nicht meldepflichtige Schäden an Brandschutzeinrichtungen sein:

- *„der selbstmeldende Ausfall einzelner Brand- oder Rauchmelder, ohne dass die Branderkennung beeinträchtigt wird,*
- *Beschädigungen an baulichen Brandschutzeinrichtungen, die keinen Einfluss auf den Feuerwiderstand bzw. die Rückhaltung von Rauchgasen haben (z. B. Beule in einer Brandschutztür, Nichtöffnen einer Brandschutzklappe nach Schließanregung),*
- *Ausfall der Fernansteuerung einer einzelnen Brandschutzklappe ohne Beeinträchtigung der Schmelzlotauslösung.“*

Da die sicherheitstechnische Bedeutung eines Ausfalles einer Brandschutzeinrichtung kein eigenes Beurteilungskriterium für die Meldepflicht ist und sich die formalen Kriterien zwischen der Anlage 1 und der Anlage 4 der AtSMV /AtS 18/ nicht unterscheiden, besteht die Meldepflicht für Brandschutzbauteile in der Stilllegung grundsätzlich im gleichen Maße fort. Es kann allerdings nicht ausgeschlossen werden, dass bei einer anlagenspezifischen Einschätzung über die Meldepflicht eines Ereignisses die spezifische sicherheitstechnische Bedeutung doch mit einbezogen wird, so dass innerhalb der Stilllegung einer Anlage die Meldebereitschaft mit der sicherheitstechnischen Bedeutung eines Ereignisses sinkt.

Aus den beschriebenen Gründen und wegen des insgesamt geringen Aufkommens an meldepflichtigen Ereignissen kann die GRS keine quantitativen Trends zum Ausfallverhalten von Brandschutzeinrichtungen in der Stilllegung ermitteln. Stattdessen lassen sich Besonderheiten in der Art der Ereignisse erkennen, die im Folgenden diskutiert werden.

Da die den Brandschutzeinrichtungen zugehörigen Systeme wie Brandmeldeanlagen oder Löschwassersysteme grundsätzlich im Nachbetrieb und in der Stilllegung unverändert weiterbetrieben werden, ist keine Änderung im Ausfallverhalten zu erwarten. Reduzierte Luftvolumenströme von Lüftungssystemen durch reduzierte Kühllasten sollten sich ebenfalls nicht auf das Ausfallverhalten von Brandschutzklappen auswirken.

4.3.2 Brandschutztüren

Die Betriebserfahrung aus den gemeldeten Ereignissen zeigt als eine Besonderheit für Anlagen im Nachbetrieb bzw. in der Stilllegung, dass aus zwei Anlagen das Feststellen

von Brandschutztüren gemeldet wurde. Dabei wurden unterschiedliche Gegenstände wie Keile, ein Overall oder ein Schlauch verwendet, um die Türen für Transportarbeiten oder zur schnelleren Begehung in Offenstellung zu fixieren. Eine sicherheitstechnische Auswirkung, wie die Aufhebung der brandschutztechnischen Trennung von Redundanzen, hat es bei den beschriebenen Fällen nicht gegeben, da sich die betroffenen Türen typischerweise innerhalb von Verkehrswegen oder als Zugangstüren von Arbeitsplätzen wie Laboren befanden.

Die Systematik der Ereignisse ergibt allerdings Hinweise auf eine punktuell nachlassende Sicherheitskultur unter den Bedingungen des Nachbetriebs/Stilllegung. Die Betreiber haben u. a. mit einer internen Anweisung und Mitarbeiterschulung darauf reagiert.

4.3.3 Löschanlagen

Löschanlagen sind nach KTA 2101.3 (siehe Abschnitt 6.3.1) insbesondere in den folgenden Bereichen zu installieren:

- a) Turbinenölbehälter und Ölkanäle
- b) Kraftstofflagerung für Dieselaggregate in Vorrats- und Betriebsbehältern in Gebäuden
- c) Hauptkühlmittelpumpen einschließlich Ölbehälter
- d) nicht gekapselte Kabelmassierungen wie in Kabelkanälen, -schächten, -böden und -geschossen
- e) nicht gekapselte wesentliche Brandlasten bei erschwerter manueller Brandbekämpfung (erschwerter Zugänglichkeit, hohe Ortsdosisleistung oder unzureichende Rauchableitung)
- f) Abfallbehandlung und -lagerung radioaktiver brennbarer Stoffe
- g) EDV-Prozessrechneranlagen

Viele der genannten Bereiche betreffen hohe Brandlasten. Ölbrandlasten wie im Bereich der Turbine (a) oder im Bereich der Hauptkühlmittelpumpen (c) werden mit der Außerbetriebsetzung der Anlage entfernt. Gleiches gilt z. B. für Aktivkohle (in den Filtern der Lüftungsanlagen) als Brandlast. Kabelbrandlasten verbleiben hingegen länger in der

Anlage. Bereiche mit hohen Kabelbrandlasten und erschwerter Zugänglichkeit wie Kabelkanäle sind deshalb weiterhin durch Löschanlagen zu schützen.

Da von Gaslöschanlagen, insbesondere CO₂-Löschanlagen, wegen der luftverdrängenden bzw. toxischen Wirkung der Löschmedien ein erhöhtes Risiko für die Personensicherheit ausgeht, wurden diese Anlagen im Zuge einer Neubewertung der Schutzziele teilweise frühzeitig innerhalb der Stilllegung zurück gebaut /KAL 20/, /KLE 20/.

Anhand von meldepflichtigen Ereignissen sind der GRS keine Besonderheiten im Zusammenhang mit dem Ausfall von Löschanlagen während der Nachbetriebs oder Stilllegungsphase bekannt. Insofern wird davon ausgegangen, dass das Zuverlässigkeitsniveau von ca. 99 % Verfügbarkeit, das für Löschanlagen in deutschen Referenzkernkraftwerken in den letzten Jahren festgestellt wurde /FOR 16a/ und von dem auch innerhalb des Sicherheitskonzepts für die Bauteilbemessung (vgl. Abschnitt 5.4.3) ausgegangen wird, grundsätzlich gleich geblieben ist. Dieses Niveau liegt oberhalb der Verfügbarkeit von 90 - 98 %, die heute innerhalb der Bauteilbemessung für konventionelle Löschanlagen angenommen wird /FOR 17/, /DIN 15/.

4.3.4 Brandschutzklappen

Brandschutzklappen sind Teil des Lüftungssystems und gehören somit zu den Komponenten, die innerhalb von Kernkraftwerksgebäuden sehr lange betrieben werden müssen. Grundsätzlich hat die Auswertung von wiederkehrenden Prüfungen (WKP) an deutschen Referenzkernkraftwerken /FOR 16a/ gezeigt, dass Brandschutzklappen über einen guten Wartungszustand und eine hohe Zuverlässigkeit verfügen. Als Folge der GRS-Weiterleitungsnachrichten /GRS 94/ erstreckt sich der Umfang der WKP auch auf eine simulierte Schmelzlotauslösung, so dass alle mechanischen Teile von Brandschutzklappen regelmäßig bewegt werden. Der WKP-Umfang an Brandschutzklappen wird grundsätzlich auch in der Stilllegung beibehalten.

Die Betriebserfahrung aufgrund der gemeldeten Ereignisse an Brandschutzklappen zeigt keine besonderen Entwicklungen für Kernkraftwerke im Nachbetrieb oder in der Stilllegungsphase. Bei einigen Anlagen ist festzustellen, dass im Zusammenhang mit der Bewertung des Zustands von Brandschutzklappen auch die Asbesthaltigkeit von Klappenblättern und Dichtungen der Klappen neu bewertet wird und – evtl. im Zusammenhang mit Umbauarbeiten an der Lüftungsanlage – ein Austausch von Brandschutzklappen erfolgt.

5 Änderungen im Brandschutzkonzept

5.1 Einführung

Ein Brandschutzkonzept ist laut KTA 2101.1 „*eine schutzzielorientierte Gesamtbewertung des baulichen, anlagentechnischen, betrieblichen und abwehrenden Brandschutzes sowie deren gemeinsamer Wirkung*“ /KTA 15/. In diesem Sinne werden Änderungen am Brandschutzkonzept bzgl. der Auswirkungen auf die Schutzziele besprochen.

Die Schutzziele werden mit Bezug auf die Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /BMU 15/ im Abschnitt 1 der KTA 2101.1 näher unterteilt in

- (a) den Schutz der Anlagenteile, deren Funktionen anforderungsgerecht zur Einhaltung der Schutzziele (vgl. Abschnitt 2.3 in /BMU 15/) und der radiologischen Sicherheitsziele (vgl. Abschnitt 2.5 in /BMU 15/)
 - aa) Kontrolle der Reaktivität,
 - ab) Kühlung der Brennelemente,
 - ac) Einschluss der radioaktiven Stoffe und
 - ad) Begrenzung einer Strahlenexposition

dienen, sowie

- b) dem Schutz der dort tätigen Personen

bei gebäudeinternen und gebäudeexternen Bränden.

Die Schutzziele unter a) werden als kerntechnische Schutzziele und radiologische Sicherheitsziele im Abschnitt 5.2 betrachtet.

Der *b) Schutz der dort tätigen Personen* im Brandfall wird im Abschnitt 5.3 betrachtet.

Die Schutzziele nach a) und b) sowie die konventionellen Schutzziele nach Landesbauordnung nehmen ganz wesentlich Kredit von einer brandschutztechnischen Trennung als Nachweiskriterium. Diese wird in Abschnitt 5.4 betrachtet.

5.2 Kerntechnische Schutzziele und radiologische Sicherheitsziele

Die Einhaltung der kerntechnischen Schutzziele wird im Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerks über die Verfügbarkeit redundanter bzw. diversitärer Systeme erreicht. Bezüglich der Einwirkungen aus Bränden ist hierbei insbesondere die brandschutztechnische Trennung der Systeme nachzuweisen (vgl. Abschnitt 5.4).

In der Nachbetriebsphase ist für das Schutzziel *aa) Kontrolle der Radioaktivität* im Wesentlichen kein Einsatz aktiver Systeme erforderlich, da die Anlage unterkritisch und drucklos ist. Die *ab) Kühlung der Brennelemente* erfordert in der Nachbetriebsphase noch aktive Systeme z. B. zur Beckenkühlung, die aber in Abhängigkeit der nachlassenden Nachzerfallswärme zu langen Karenzzeiten führen. Diese Thematik wird im Bericht /STR 20/ dieses Vorhabens diskutiert.

Dem Schutzziel *ac) Einschluss der radioaktiven Stoffe* kommt während des Rückbaus eine besondere Rolle zu, da die radioaktiven Stoffe identifiziert und sicher aus einer Anlage entfernt werden müssen, wozu sie in entsprechende Gebinde umzulagern und einzuschließen sind. Der sichere Einschluss gegenüber Brandeinwirkungen kann über die brandschutztechnische Trennung (vgl. Abschnitt 5.4) erfolgen. Falls eine direkte thermische Exposition von Abfallgebinden auftritt, gewährleistet das Abfallgebinde einen gewissen Schutz, der mit entsprechenden Methoden abgeschätzt werden kann (vgl. Kapitel 7).

Durch Einhaltung des Schutzziels *ac)* ist ebenfalls die Einhaltung des Schutzziels *ad) Begrenzung einer Strahlenexposition* aus brandschutztechnischer Sicht gewährleistet. Weitere, z. B. betriebliche Aspekte des Strahlenschutzes werden hier nicht behandelt.

Innerhalb der Nachbetriebsphase fanden in den Referenzanlagen keine wesentlichen Änderungen am Brandschutzkonzept statt. Insofern konnte auch kein Einfluss auf die kerntechnischen Schutzziele festgestellt werden. Im Zusammenhang mit der Entfernung wesentlicher Brandlasten wie Öle aus Ölbehälterräumen, Hauptkühlmittelpumpen oder anderen Systemen konnten Löschanlagen, die zum Schutz dieser Brandlasten betrieben wurden, bereits außer Betrieb genommen werden.

5.3 Schutz der in einem Kernkraftwerk tätigen Personen im Brandfall

Der Schutz der in einem Kernkraftwerk tätigen Personen im Brandfall bezieht sich auf die Sicherstellung der Selbstrettung (Flucht) des Personals sowie dem sicheren Zugang der Feuerwehr zum Brandort. Die Flucht- und Rettungswege sind zugleich Angriffswege der Feuerwehr. Rettungswege führen von einer beliebigen Stelle im Raum ins Freie oder in einen gesicherten Bereich (vgl. KTA 2101.1).

Grundsätzlich gilt für diese Belange das Baurecht (hier die Musterbauordnung (MBO) /MBO 19/ mit der Muster-Industriebauordnung (MIndBauRL) /IND 19/) und das staatliche sowie das berufsgenossenschaftliche Arbeitsschutzrecht (insbesondere die Technische(n) Regeln für Arbeitsstätten (ASR A2.3) /ASR 17/). Aufgrund der besonderen Situation in Kernkraftwerken bestehen in Kernkraftwerken Erleichterungen für Rettungswege gegenüber den konventionellen Anforderungen.

Die Looptreppenräume als Teil der Rettungswege aus dem Reaktorgebäudeinnenraum (Containment) führen beispielsweise nicht direkt ins Freie bzw. in einen gesicherten Bereich (ein Bereich, in dem Personen vorübergehend vor einer unmittelbaren Gefahr für Leben und Gesundheit geschützt sind). Als gesicherte Bereiche gelten z. B. benachbarte Brandabschnitte oder notwendige Treppenräume /ASR 17/. Stattdessen führen sie über nicht gesicherte Rettungswege (Rettungswege, die nicht der Qualität notwendiger Flure nach /MBO 19/ entsprechen) zur Schleuse zum Hilfsanlagegebäude bzw. zur Not-schleuse, die aber beide nur für eine eingeschränkte Personenzahl zur Verfügung stehen, bzw. während der Ausschleusung innenseitig nicht begehbar sind.

Aus diesen Gründen wurden in „neueren“ Kernkraftwerken Schleusenvorräume errichtet, die einen gesicherten Rettungsweg zwischen Treppenraum und Schleuse und einen sicheren Aufenthaltsbereich bis zur Schleusung darstellen. Die Anforderungen an die Decken und Wände von Schleusenvorräumen (siehe KTA 2101.2, Abs. 7.3) entsprechen im Niveau den Anforderungen an Trennwände notwendiger Flure nach § 36(4) MBO. Da diese Schleusenvorräume in „älteren“ Kernkraftwerken aus Platz- bzw. anlagentechnischen Gründen nicht realisiert werden konnten, gibt es Vorschläge, die Rettungswege während der Rückbauphase in höherer Qualität nachzurüsten /FIS 20/.

Falls im Rahmen des Rückbaus durch die Einrichtung neuer Arbeitsplätze in Anlagenräumen von Kernkraftwerken diese mehr als nur vorübergehend genutzt werden, können diese im baurechtlichen Sinne zu Aufenthaltsräumen werden. Dann muss von jeder

Stelle des Raumes mindestens ein Ausgang in einen notwendigen Treppenraum oder ins Freie in höchstens 35 m Entfernung erreichbar sein (§ 35(2) MBO). Gemäß MInd-BauRL /IND 19/ (siehe Abschnitt 5.6.5) kann die Rettungsweglänge von *oberirdischen* Produktions- und Lagerräumen bei Vorhandensein einer Alarmierungseinrichtung für die Nutzer, wie in Kernkraftwerken der Fall, bei einer mittleren lichten Höhe von bis zu 5 m auf höchstens 50 m Entfernung verlängert werden. Die Besserstellung von oberirdischen Geschossen gegenüber Kellergeschossen wird allerdings in der MIndBauRL mit den besonderen Problemen für die Brandbekämpfung in Kellern begründet. Da aber die Zugänglichkeit und insbesondere die Möglichkeiten der Rauchabfuhr im Kontrollbereich von Kernkraftwerken im Vergleich zu einem üblichen Industriebau eingeschränkt sind, ist es aus Sicht des Autors fraglich, ob von der vorgenannten Erleichterung grundsätzlich Kredit genommen werden sollte.

Die ASR A2.3 sehen im Abschnitt 4(5) darüber hinaus das Erfordernis eines zweiten Fluchtweges in Abhängigkeit einer Gefährdungsbeurteilung vor. Dabei sind die bei dem jeweiligen Aufenthaltsort bzw. Arbeitsplatz vorliegenden spezifischen Verhältnisse, z. B. einer erhöhten Brandgefahr oder der Anzahl der Personen, die auf den Fluchtweg angewiesen sind, besonders zu berücksichtigen. Ein zweiter Fluchtweg kann z. B. bei Produktions- oder Lagerräumen mit einer Fläche von mehr als 200 m² erforderlich sein.

5.4 Einfluss auf die brandschutztechnische Trennung

Ein voll entwickelter Brand kann zum Versagen von raumabschließenden oder tragenden Bauteilen führen, so dass weitere Nachbarräume vom Brand betroffen sind. Wie oben dargestellt wird deshalb beim Nachweis der Einhaltung der Schutzziele gegenüber den Einwirkungen aus anlageninternen Bränden wesentlich von der brandschutztechnischen Trennung Kredit genommen.

Brandschutztechnische Trennungen mittels Brandabschnitt bzw. Brandbekämpfungsabschnitt müssen gemäß KTA 2101.2 /KTA 15a/ grundsätzlich mindestens über 90 min feuerwiderstandsfähig sein. Die notwendige Feuerwiderstandsdauer eines Bauteils kann auch mit einem vereinfachten, kernkraftwerkspezifischen Verfahren gemäß Anhang A der KTA 2101.2 /KTA 15a/ bestimmt bzw. überprüft werden. Seit der KTA-Fassung des Jahres 2015 kann alternativ auch das allgemeine Nachweisverfahren des Eurocodes /DIN 10/ mit /DIN 15/ verwendet werden, welches aber nicht kernkraftwerkspezifisch ist.

Das Verfahren nach KTA berücksichtigt sowohl branddynamische Aspekte wie Brandlastdichte und Brandventilation von Anlagenräumen, als auch – mittels eines probabilistisch begründeten Sicherheitskonzepts – die vorhandene brandschutztechnische Infrastruktur, die zur Reduzierung der Wahrscheinlichkeit der Entstehung eines Vollbrands führen kann. Grundsätzlich sinkt mit zunehmender Branddauer oder -fläche die Wahrscheinlichkeit, einen Brand erfolgreich zu bekämpfen und die Entwicklung zu einem Vollbrand zu verhindern. Insofern wirken sich

- Änderungen der Brandlastdichte sowie der Ventilation (z. B. offene oder demontierte Brandschutztüren),
- der Wegfall oder die verspätete Auslösung von Löschanlagen oder
- eine spätere manuelle Brandbekämpfung

auf die erforderliche Feuerwiderstandsdauer (Bemessungswert) eines Bauteils aus.

Im Folgenden wird für das Verfahren nach Anhang A der KTA 2101.2 das Prinzip zur Bestimmung der äquivalenten Branddauer erläutert und das Sicherheitskonzept vorgestellt.

5.4.1 Grundzüge des Verfahrens nach KTA 2101.2 Anhang A

Das Verfahren nach KTA 2101.2, Anhang A besteht aus zwei Schritten. Im ersten Schritt werden branddynamische Parameter zur Bestimmung der äquivalenten Branddauer t_a berücksichtigt. Im zweiten Schritt geht der Einfluss von Einrichtungen des abwehrenden Brandschutzes auf die Versagenshäufigkeit der Bauteile über einen Sicherheitsbeiwert γ ein.

Äquivalente Branddauer t_a bedeutet, dass die Brandwirkung eines Vollbrands im betrachteten Brandraum äquivalent der Dauer eines Brands nach Einheits-Temperaturzeitkurve (ETK) /ISO 02/ ist. Dazu werden die Temperaturen in 35 mm Tiefe eines Referenzbauteils aus Beton als Temperatur der Bewehrung (Bew.-Temp.) verglichen.

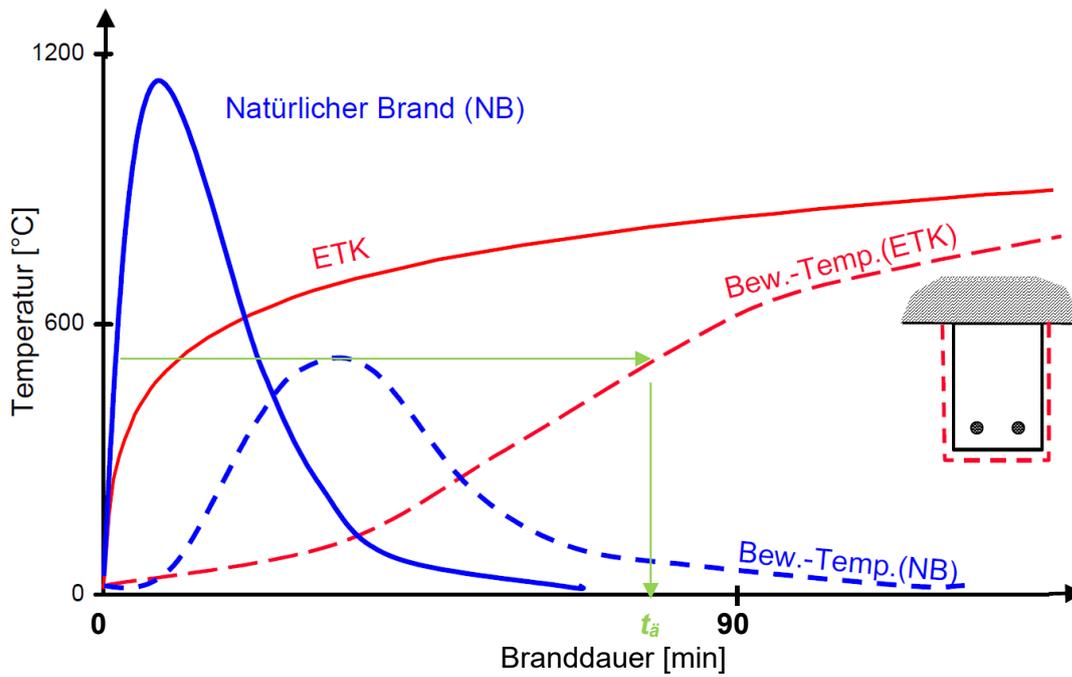


Abb. 5.1 Prinzip der Bestimmung der äquivalenten Branddauer $t_{\ddot{a}}$

Im ersten Schritt wird die äquivalente Branddauer $t_{\ddot{a}}$ in [min] aus dem Grundwert der äquivalenten Branddauer $t_{\ddot{a},0}$ in [min] und dimensionslosen Korrekturfaktoren für die Höhe des Brandraums f_H und die tatsächlichen Ventilationsverhältnisse f_{Av} bestimmt.

$$t_{\ddot{a}} = t_{\ddot{a},0} * f_H * f_{Av} \quad 5.1$$

Der Grundwert der äquivalenten Branddauer ist von den effektiven Brandlasten und deren Anordnung abhängig (vgl. Abb. 5.2).

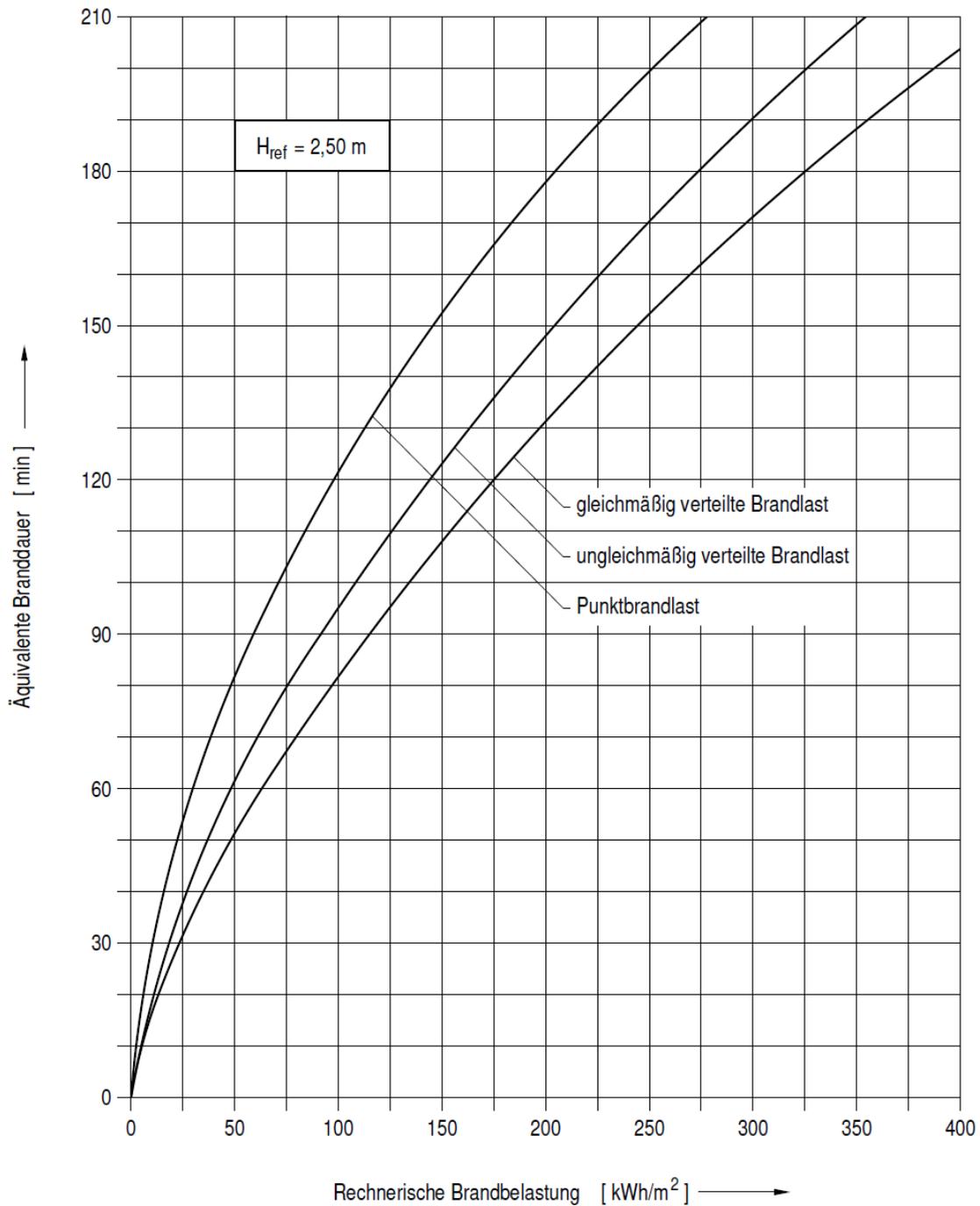


Abb. 5.2 Diagramm zur Bestimmung des Grundwerts der äquivalenten Branddauer $t_{\text{ä},0}$ in Abhängigkeit der rechnerischen Brandlastdichte q_R (siehe Bild A 3-2 aus /KTA 15a/)

Der Korrekturfaktor f_H berücksichtigt, dass hohe Brandräume eine größere Wärmeabfuhr aufweisen als Räume geringer Höhe, wobei die Referenzraumhöhe $H = 2,5 \text{ m}$ beträgt, d. h. $f_H (H = 2,5 \text{ m}) = 1$. Der Einfluss dieses Faktors ist relativ gering und gut nachvollziehbar.

Der Korrekturfaktor f_{AV} (vgl. Abb. 5.3) berücksichtigt, dass bei schlecht ventilerten Brandräumen, ausgedrückt über den Parameter A_V/A bzw. $A_{V,eff}/A$, die Wärmefreisetzung und die resultierende Brandtemperatur reduziert ist. Dabei wird allerdings von einer Leckrate ausgegangen, so dass der Wert f_{AV} per Konvention nicht kleiner als 0,5 wird, auch wenn von einem Ventilationsabschluss ausgegangen wird.

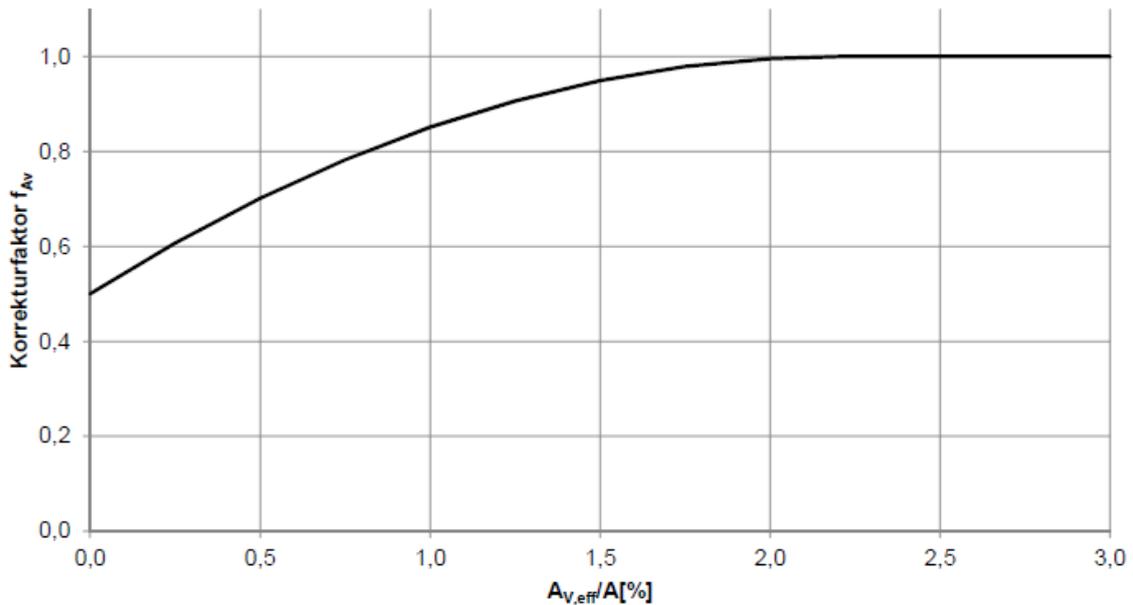


Abb. 5.3 Verlauf des Korrekturfaktors f_{AV} in Abhängigkeit der natürlichen bzw. mechanischen Ventilationsparameter (siehe Bild A 3-3 aus /KTA 15a/)

Als Ergebnis des ersten Schritts wird die äquivalente Branddauer $t_{\bar{a}}$ erhalten, die die Auswirkungen eines Vollbrands ohne Berücksichtigung von Brandbekämpfungsmaßnahmen konservativ darstellt.

5.4.2 Probabilistisch begründetes Sicherheitskonzept

Im zweiten Schritt wird innerhalb des probabilistisch begründeten Sicherheitskonzepts die unterschiedliche brandschutztechnische Infrastruktur berücksichtigt, mit der die Entstehung eines gefährlichen Brands (Vollbrand) aus einem Entstehungsbrand verhindert werden kann. Als Ergebnis wird ein Sicherheitsbeiwert γ bestimmt, der mit der äquivalenten Branddauer multipliziert wird, um die erforderliche Feuerwiderstandsdauer in Minuten für die auszulegenden bzw. zu überprüfenden Bauteile zu erhalten:

$$erf\ t_f = \gamma * t_{\bar{a}} \quad 5.2$$

Die Sicherheitsbeiwerte γ sind in Tab. 5.1 in Abhängigkeit der Kategorie der Brandbekämpfung (A bis D), der Ventilation (planmäßig oder unplanmäßig) und der Brandsicherheitsklasse dargestellt. Für Bauteile, die Brandabschnitte sowie Brandbekämpfungsabschnitte (z. B. auch Redundanztrennungen) trennen oder die trennenden Bauteile unterstützen sowie alle Bauteile des Haupttragwerks ist die höchste Brandsicherheitsklasse SKb 3 zu wählen.

Tab. 5.1 Sicherheitsbeiwert γ für die Bemessung von baulichen Brandschutzmaßnahmen in Kernkraftwerken (siehe Tabelle A 5-1 aus /KTA 15a/, unverändert aus /KTA 00/)

Brand- bekämpfung Kategorie	Ventilation	Sicherheitsbeiwert γ für Brandsicherheitsklasse		
		SKb 3	SKb 2	SKb 1
A	p	1,45	1,10	0,70
	u	0,85	0,50	0,50
B	p	1,35	1,00	0,60
	u	0,80	0,50	0,50
C	p	1,10	1,00	0,50
	u	0,50	0,50	0,50
D	p	0,75	0,50	0,50
	u	0,50	0,50	0,50
p : planmäßig		u : unplanmäßig		

Die Brandbekämpfungskategorie hat entscheidenden Einfluss auf den Sicherheitsbeiwert und damit auf die erforderliche Feuerwiderstandsfähigkeit (vgl. Tab. 5.2). Bei einer automatisch bzw. innerhalb von 2 min nach Branderkennung auslösbaren Löschanlage (Kategorie D) kann beispielsweise ein $\gamma = 0,75$ verwendet werden.

Tab. 5.2 Brandbekämpfungskategorien nach KTA 2101.2, die für die Wirksamkeit der Brandbekämpfung von Bedeutung sind (siehe /KTA 15a/, unverändert aus /KTA 00/)

Brandbekämpfungskategorie	Voraussetzungen und Randbedingungen
A	Manuelle Brandbekämpfung nach Klärung der Situation vor Ort; Einsatz größer als 10 min nach Brandentstehung
B	Manuelle Brandbekämpfung durch vor Ort befindliches Personal; Einsatz weniger als 10 min nach Brandentstehung
C	Ortsfeste Löschanlage, manuell ausgelöst; Einsatz weniger als 10 min nach Brandentstehung
D	Ortsfeste Löschanlage; automatisch ausgelöst oder manuell vor Ort oder von der Warte unmittelbar nach Brandmeldung (kleiner als 2 min)

Beide Ventilationsrandbedingungen, planmäßig und unplanmäßig, müssen betrachtet werden, wobei bei der unplanmäßigen Ventilation ein Einzelfehler, z. B. Nicht-Schließen einer Brandschutzklappe, betrachtet wird, der zu einem höheren Faktor f_{Av} führt (vgl. Abb. 5.3). Der höhere Faktor f_{Av} wird mit einem - aufgrund der geringen Eintrittswahrscheinlichkeit des unplanmäßigen Falls - geringeren Sicherheitsbeiwert γ kombiniert.

5.4.3 Erläuterungen zum probabilistisch begründeten Sicherheitskonzept

Das dem Nachweisverfahren zugrundeliegende, probabilistisch begründete Sicherheitskonzept unter Verwendung der Brandbekämpfungskategorien ist dem Verfahren des konventionellen Regelwerks in Deutschland /DIN 87/, /DIN 98/ angelehnt. Das Ziel ist, vorgesehene Brandbekämpfungsmaßnahmen entsprechend ihrer Zuverlässigkeit zu kreditieren, anstelle für die Bemessung von einem postulierten Ausfall auszugehen.

Das probabilistisch begründete Sicherheitskonzept wurde in der Fassung der Regel aus dem Jahr 2015 /KTA 15a/ gegenüber der Fassung aus 2000 /KTA 00/ nicht geändert. Das Konzept wird im Arbeitsbericht /HOS 96/ vorgestellt. Es lehnt sich an die Vorgehensweise zum Brandschutz im Industriebau (eingeführt ab DIN 18230-1 /DIN 98/), damals als Vornorm DIN V 18230-1 /DIN 87/ an.

Das Ziel des Sicherheitskonzepts ist es, in Abhängigkeit der Brandsicherheitsklasse der Bauteile durch Anpassung des Sicherheitsbeiwerts γ eine bestimmte Versagenswahr-

scheinlichkeiten pro Jahr einzuhalten. Hierzu zitiert Hosser /HOS 96/ u. a. DIN V 18230-/DIN 87/, worin Werte für die akzeptierte Versagenswahrscheinlichkeit pro Jahr für mehrgeschossige Gebäude genannt werden (siehe Tab. 5.3). Die Werte gelten grundsätzlich für den konventionellen Industriebau und sind für nukleare Anwendungen nicht erhöht worden.

Tab. 5.3 Akzeptierte jährliche Versagenswahrscheinlichkeit von Bauteilen in mehrgeschossigen Gebäuden

akzeptierte Versagenswahrsch.	Funktion des Bauteils
$p_{r3} = 10^{-6}/a$	Bauteile, die Brandabschnitte sowie Brandbekämpfungsabschnitte (z. B. auch Redundanztrennungen) trennen, oder die trennende Bauteile unterstützen sowie alle Bauteile des Haupttragwerks
$p_{r2} = 10^{-5}/a$	Abschlüsse von Öffnungen oder Abschottungen von Leitungsdurchführungen in trennenden Bauteilen
$p_{r1} = 10^{-4}/a$	untergeordnete Bauteile mit Feuerwiderstandsanforderungen, z. B. Teile des Nebentragwerks

Folgende Parameter gehen in das Sicherheitskonzept ein:

- a) die mittlere jährliche Eintrittshäufigkeit λ_1 ($1/a$) von Bränden in typischen Raumbereichen von Kernkraftwerken
- b) die Ausfallwahrscheinlichkeit p_2 der manuellen Brandbekämpfungsmaßnahmen im Anforderungsfall in Abhängigkeit von der Zugänglichkeit
- c) die Ausfallwahrscheinlichkeit p_3 einer vorhandenen ortsfesten Löschanlage im Anforderungsfall in Abhängigkeit vom Auslösezeitpunkt
- d) die Wahrscheinlichkeit p_4 , dass durch menschliche Fehler im Brandfall unplanmäßige Ventilationsverhältnisse (z. B. Offenstehen blockierter Brandschutztüren) vorliegen
- e) die zufälligen Streuungen der äquivalenten Branddauer $t_{\bar{a}}$ und der Feuerwiderstandsdauer t_f bautechnischer Brandschutzmaßnahmen aufgrund unsicherer Randbedingungen bzw. Herstellungstoleranzen

Unter Beibehaltung der Grundzüge des Sicherheitskonzeptes zur Bemessung baulicher Brandschutzmaßnahmen aus /HOS 90/ bzw. /SCH 86/, einschließlich der angenommenen Streuungen von $t_{\bar{a}}$ und t_f , wurden unter Berücksichtigung von damals aktuell ausge-

werteten Betriebserfahrungen aus deutschen Kernkraftwerken /GRS 90/, /GRS 90a/ die Sicherheitsbeiwerte γ in /HOS 96/ neu hergeleitet. Die Beiwerte (vgl. Tab. 5.1) wurden in der KTA 2101.2, Fassung 2000, veröffentlicht und sind seitdem nicht verändert worden.

Zu a)

Für die mittlere jährliche Eintrittshäufigkeit von Entstehungsbränden pro Brandraum wurde in /HOS 96/ $\lambda_1 = 3 \cdot 10^{-3}$ /a verwendet. Eine nutzungsspezifische Unterteilung wurde hier nicht vorgenommen, da diese für die praktische Anwendung als hinderlich erachtet wurde /SCH 86/.

Zu b) und c)

Die Ausfallwahrscheinlichkeiten der manuellen Brandbekämpfungsmaßnahmen p_2 und einer u. U. vorhandenen ortsfesten Löschanlage im Anforderungsfall p_3 erhöhen jeweils die Wahrscheinlichkeit der Entstehung eines gefährlichen Schadenfeuers (Vollbrands). In /HOS 96/ und dem Anhang der KTA 2101.2 werden die Wahrscheinlichkeiten immer in Abhängigkeit vom Zeitpunkt des Wirksamwerdens, dargestellt durch eine Kategorie A bis D gesehen. Zur Bestimmung von γ wurden die Zahlen der Tab. 5.4 verwendet.

Tab. 5.4 Angenommene mittlere Ausfallwahrscheinlichkeiten der Brandbekämpfung p_2 und p_3 in Abhängigkeit des Zeitpunkts des Wirksamwerdens /HOS 96/

Fall	Art der Brandbekämpfung	Zeitpunkt des Wirksamwerdens	p_2	p_3	Ref. für p_i
A	manuell	> 10 min	0,8	-	/SCH 86/
B	manuell	< 10 min	0,5	-	/SCH 86/
C	Löschanlage	< 10 min	-	0,1	/HOS 96/
D	Löschanlage	< 2 min	-	0,01	/HOS 96/

Die Werte von p_2 für die Fälle A und B wurden bereits in /SCH 86/ verwendet. Eine Referenz für die Werte ist dort allerdings nicht angegeben. Der Fall D entspricht nach /HOS 96/ einer automatischen Auslösung der Löschanlage und deshalb nur der technischen Ausfallwahrscheinlichkeit, während in den anderen Fällen A - C die Ausfallwahrscheinlichkeit der für die Brandbekämpfung erforderlichen Personalhandlungen mit eingeht. Der Wert $p_3 = 0,01$ entspricht nach /HOS 96/ „statistischen Auswertungen der Sachversicherer“.

Zu d)

Die Wahrscheinlichkeit p_4 berücksichtigt unplanmäßige Ventilationsverhältnisse, z. B. durch aufstehende Brandschutztüren, nicht schließende Brandschutzklappen oder Türfeststellanlagen, die die Ventilation und damit die äquivalente Branddauer t_a erhöhen (vgl. Abb. 5.3). Die Ausfallwahrscheinlichkeit im Brandfall wurde unter Bezugnahme auf /GRS 90a/ mit $p_4 = 0,025$ angesetzt /HOS 96/. Aufgrund dieser geringen Eintrittswahrscheinlichkeit wird der „unplanmäßige“ Fall, der zur höheren t_a führt, mit einem geringeren Sicherheitsbeiwert (vgl. Tab. 5.1) kombiniert.

Zu e)

Bei der Bestimmung der Sicherheitsbeiwerte geht man davon aus, dass die äquivalente Branddauer und die tatsächliche Feuerwiderstandsdauer der Bauteile statistischen Schwankungen unterliegen (siehe Abb. 5.4).

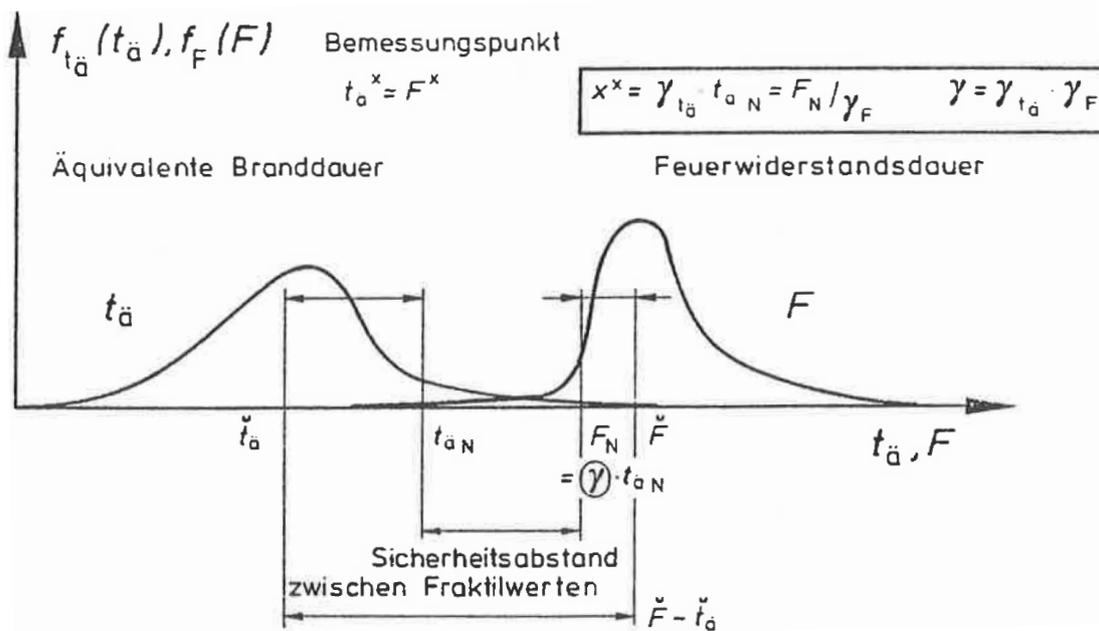


Abb. 5.4 Veranschaulichung der Bestimmung von Sicherheitsbeiwerten /BUB 79/

Dabei wird angenommen, dass der charakteristische Wert der äquivalenten Branddauer den 90 %-Fraktile und der charakteristische Wert der Feuerwiderstandsdauer der Bauteile den 10 %-Fraktile von angenommenen Normalverteilungen entspricht. Für die Verteilungen geht man von einer Streuung (Variationskoeffizient) der äquivalenten Branddauer und der Feuerwiderstandsdauer von jeweils 25 % aus.

5.4.4 Darstellung der Sicherheitsbeiwerte

Mit den in Tab. 5.3 abgegebenen akzeptierten Versagenswahrscheinlichkeiten für Bauteile p_{f3} bis p_{f1} , der mittleren jährlichen Eintrittshäufigkeit λ_1 ($1/a$) von Bränden und den Ausfallwahrscheinlichkeiten p_2 bis p_4 lässt sich die zulässige brandbedingte Versagenswahrscheinlichkeit beim Vollbrand $p_{fail-fire}$ bestimmen. Da zur Erreichung dieser Versagenswahrscheinlichkeit bauliche Maßnahmen auszulegen sind, steigt der Sicherheitsbeiwert γ zur Kompensation der kleiner werdenden Wahrscheinlichkeit $p_{fail-fire}$. Die zulässige Wahrscheinlichkeit des Versagens im Vollbrand berechnet sich wie folgt:

$$p_{fail-fire} = \frac{p_{f,i}}{\lambda * p_2 * p_3 * p_4} \quad \text{planmäßiger Fall} \quad 5.3$$

und

$$p_{fail-fire} = \frac{p_{f,i}}{\lambda * p_2 * p_3 * (1 - p_4)} \quad \text{unplanmäßiger Fall} \quad 5.4$$

In Abb. 5.5 werden die Sicherheitsbeiwerte der Tabelle A 5-1 der KTA 2101.2 /KTA 15a/ über die zulässige Versagenswahrscheinlichkeit im Brandfall $p_{fail-fire}$ aufgetragen. Es ist erkennbar, dass fast alle Werte, die in der Regel /KTA 15a/ bzw. bei Hosser 1996 /HOS 96/ gerundet angegeben sind, auf einer Linie liegen. Eine Ausnahme bildet der Wert $\gamma = 1,0$ für SKb₂-Bauteile für die Brandbekämpfungskategorie C für den planmäßigen Fall (im Diagramm ein blaues, geschlossenes Dreieck), bei dem offensichtlich ein Rechen- bzw. Übertragungsfehler vorliegt: Der Wert liegt zu hoch und kann auf ca. $\gamma = 0,75$ reduziert werden.

Für hohe zulässige Versagenswahrscheinlichkeiten im Brandfall $p_{fail-fire}$ im Bereich von 1 und höher verbleibt der Sicherheitsbeiwert per Konvention auf dem Wert von $\gamma = 0,5$.

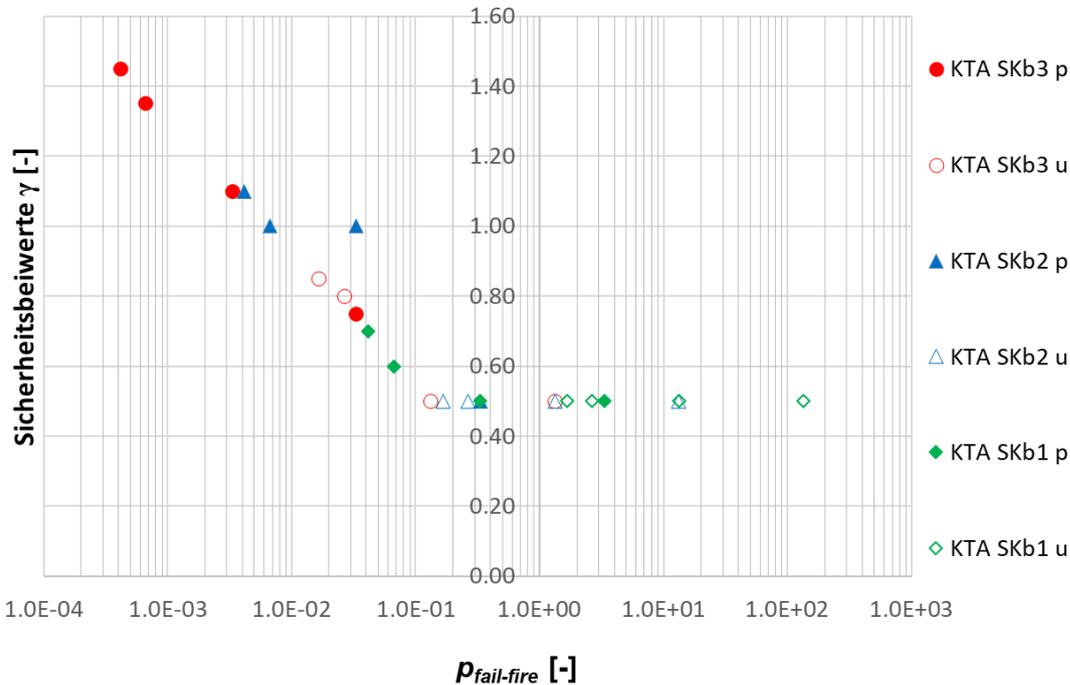


Abb. 5.5 Sicherheitsbeiwerte in Abhängigkeit der zulässigen Versagenswahrscheinlichkeit im Vollbrand

5.4.5 Konservativitäten im Nachweisverfahren

Konservativitäten innerhalb der Bestimmung der äquivalenten Branddauer betreffen vor allem die Annahmen zu Leckraten in Brandräumen, die auch nach Lüftungsabschluss zu einer signifikanten Ventilation und dadurch angenommenen Wärmefreisetzung führen. Aus diesem Grund geht der Korrekturfaktor für die Ventilation f_{Av} für geringe Luftzufuhr nicht gegen Null, sondern wurde per Konvention auf 0,5 gesetzt.

Neben der Höhe der angenommenen Leckrate ist zu berücksichtigen, dass die zusätzlichen Austauschströme in den Brandraum, z. B. durch eine aufstehende Tür, nicht mit dem Freien stattfinden, sondern in der Regel mit einem benachbarten Raum, der wiederum nur über ein sehr begrenztes Raum- bzw. Sauerstoffvolumen verfügt. Insofern wird die Wirkung einer Leckage im Verfahren überschätzt.

Die in /HOS 96/ verwendeten Ausfallwahrscheinlichkeiten (vgl. Tab. 5.4) für p_3 und insbesondere p_2 (manuelle Brandbekämpfung) sind konservativ angenommen und führen zu einer robusten Auslegung (vgl. auch /FOR 16a/).

5.4.6 Berücksichtigung der Umstände des Nachbetriebs und Rückbaus

Wie im Abschnitt 5.4.3, Tab. 5.3 dargestellt wird, stammen die verwendeten akzeptierten Versagenswahrscheinlichkeiten aus dem konventionellen Industriebau, so dass an dieser Stelle grundsätzlich keine Konservativität im Nachweisverfahren auftritt. Reduzierte Bauteilanforderungen im Nachbetrieb und während des Rückbaus gegenüber dem Anlagenbetrieb sind somit besonders zu begründen.

Die Umstände im Nachbetrieb bzw. insbesondere beim Rückbau haben an verschiedenen Stellen Einfluss auf das Bemessungsverfahren und die innerhalb des Verfahrens nachgewiesene Zuverlässigkeit der Bauteile im Brandfall. Diese Einflüsse werden im Folgenden in Bezug auf die äquivalente Branddauer und das Sicherheitskonzept diskutiert.

Im Rahmen des Nachbetriebs und des Rückbaus werden frühzeitig Ölbrandlasten z. B. der Hauptkühlmittelpumpen entfernt, so dass hierdurch punktuell sehr hohe Brandlasten wegfallen, was entsprechend zu einem Rückgang der äquivalenten Branddauer führt (vgl. Abschnitt 5.4.1 bzw. Abb. 5.2).

Falls durch Umnutzungen oder der Zwischenlagerung von Material lokal bzw. temporär erhöhte Brandlasten auftreten, führt dies entsprechend zur Erhöhung von Brandlasten und der korrespondierenden äquivalenten Branddauer.

Die bestimmungsgemäße Zusammenlegung von Räumen oder brandschutztechnisch getrennten Bereichen im Rahmen des Rückbaus kann zu einer erhöhten Ventilation eines Brandraums führen. Ebenso führt die ungeplante Offenstellung von Brandschutztüren (siehe Abschnitt 4.3.2), u. U. zu einer erhöhten Ventilation in einem Brandraum. Die erhöhte Ventilation im Brandfall wird im Verfahren nach Anhang A durch den erhöhten Korrekturfaktor f_{AV} (vgl. Abb. 5.3) für die äquivalente Branddauer berücksichtigt.

Die angenommene mittlere jährliche Eintrittshäufigkeit von Entstehungsbränden pro Brandraum von $\lambda_1 = 3 \cdot 10^{-3}/a$ wurde schon lange Zeit nicht überprüft. Auf einer relativen Ebene ist sie im Vergleich von Anlagenbetrieb und Nachbetrieb sicher fallend, für Rückbauarbeiten aber durchaus steigend, wie die Betrachtung in Abschnitt 4.2 zeigte. Allerdings konnten Entstehungsbrände durch anwesendes Personal immer sofort gelöscht werden, so dass hier keine abschließende Aussage gemacht werden kann.

Im Zuge der Entfernung von punktuell hohen Brandlasten werden häufig die Löschanlagen zum Schutz der Brandlasten mit entfernt, so dass sich die Kategorie der Brandbekämpfung verschlechtert und höhere Sicherheitsbeiwerte (vgl. Abschnitt 5.4.2 bzw. Tab. 5.1 und Tab. 5.2) berechnet werden, die zu einer höheren erforderlichen Feuerwiderstandsdauer führen.

Der Abbau von Anlagenpersonal bzw. von Personal der Werkfeuerwehr könnte einen Einfluss auf die Schlagfertigkeit und Wirksamkeit bei der Brandbekämpfung haben, was sich im Nachweisverfahren ähnlich dem Wegfall von Löschanlagen auswirkt. Hierzu liegen aber keine ausreichenden Daten vor.

6 Brandbedingte Freisetzung von Radioaktivität

6.1 Grundsätzliche Vorgehensweise zur Ermittlung der potenziellen Aktivitätsfreisetzung bei Bränden in Gebäuden

Bei der Ermittlung der potenziellen Aktivitätsfreisetzung durch Brände werden verschiedene Faktoren berücksichtigt (vgl. /DOE 06/, /MEY 18/). Der brandbedingte Quellterm (source term) ST_{Br} wird darin mit der Beziehung

$$ST_{Br} = \sum_{i=1}^n MR_i * DR_i * ARF_i * LPF_i * RF_i \quad 6.1$$

beschrieben, mit:

- ST_{Br} *source term*, Quellterm in Bq,
 MR *material at risk*, vom Brand betroffenes (exponiertes) Inventar in Bq,
 DR *damage ratio*, vom Brand unmittelbar beschädigter Anteil von 0 bis 1,
 ARF *airborne release fraction*, in einem Gebäude freigesetzter luftgetragener Anteil von 0 bis 1,
 LPF *leakpath factor*, aus der Gebäudeumschließung zur Ausbreitung gelangender Anteil von 0 bis 1,
 RF *respirable fraction*, einatembarer Anteil bzw. Anteil der zur Exposition beiträgt von 0 bis 1 und
 i Index für ein bestimmtes Material in einer bestimmten Matrix.

Der Quellterm (ST_{Br}) beschreibt dabei die durch ein Brandereignis freigesetzte Menge an Radioaktivität in Becquerel. Er kann je nach Fragestellung in Quellterme für unterschiedliche Nuklide oder unterschiedlich lungengängige Fraktionen unterteilt werden.

Das betroffene Inventar (MR , material at risk) gibt den Teil des Gesamtinventars an, der beim Szenario gefährdet ist, z. B. das in einem Brandraum befindliche Inventar, das grundsätzlich den Brandwirkungen (Wärmestrahlung, -konvektion) ausgesetzt ist.

Der Faktor DR (damage ratio) beschreibt den beim Ereignis beschädigten Anteil. Die Faktoren MR und DR sind je nach Szenario teilweise nicht genau voneinander trennbar und werden dann zu einem Faktor zusammengezogen.

Je nach Szenario werden die Faktoren *MR* und *DR* einzeln ermittelt (z. B. in dem Fall, dass sich in einem Gebäude sehr viele Gebinde mit einer Gesamtaktivität *MR* befinden, von denen ein bestimmter Anteil *DR* vom Ereignis betroffen ist) oder als Produkt ermittelt (ein Ereignis betrifft ein bestimmtes Gebinde). Die Werte sind in der Praxis mit hohen Unsicherheiten versehen und müssen konservativ festgelegt werden. Falls Verteilungsfunktionen vorliegen, ist das 95 %-Fraktile des Parameters auszuwählen (vgl. /SSK 83/)

Der Faktor *ARF* (airborne release fraction) gibt an, welcher Anteil des vom Szenario betroffenen Aktivitätsinventars als luftgetragene Aerosole in ein Gebäude freigesetzt wird. Hierbei werden die Art (mechanisch, thermisch, kombiniert) und Stärke der Einwirkungen (siehe Kapitel 7), die stofflichen Eigenschaften der betroffenen Aktivitäten sowie die Rückhaltewirkungen der jeweiligen Gebinde berücksichtigt.

Der Faktor *LPF* (leakpath factor) gibt den Anteil des innerhalb des Gebäudes freigesetzten Inventars an, der in die Umgebung freigesetzt wird. Er berücksichtigt die Rückhaltewirkung der Gebäudeoberflächen sowie, falls vorhanden, von Filtern nach außen. Der Faktor ist vom aerodynamischen Durchmesser der freigesetzten Aerosole abhängig.

Der Faktor *RF* (respirable fraction) gibt den Anteil des freigesetzten Inventars an, der lungengängig ist und ist von der beim Störfall entstehenden Größenverteilung der Aerosole abhängig. Konservativ wird der Faktor *RF* zu 1 gesetzt, wenn auch Expositionspfade (z. B. γ -Bodenstrahlung) betrachtet werden, bei denen die Lungengängigkeit der Aerosole nicht relevant ist. Zur Ermittlung der Exposition durch Inhalation werden jedoch nur die Anteile an den Freisetzungstermen berücksichtigt ($RF < 1$), die sich auf Partikel mit einem aerodynamischen Durchmesser von maximal 10 μm beziehen, da diese lungengängig sind.

Basierend auf den Quellterm, der durch die oben beschriebenen Faktoren bestimmt wurde, wird mittels atmosphärischer Ausbreitungsrechnung die Radionuklid-Konzentration in der Atemluft bzw. am Boden berechnet. Hierfür werden sogenannte Gauß-Fahnen-Modelle bzw. in heutiger Zeit vermehrt Lagrangesche Partikelmodelle /RIC 16/ verwendet. Daraus wird die innere und äußere Strahlenexposition berechnet /SSK 03/.

6.2 Im Rahmen der Ereignisanalysen beschriebene Auslegungsbrände

Für die Stilllegung und den Abbau der Kernkraftwerke haben deutsche Betreiber Sicherheitsberichte erstellt und veröffentlicht. Die Berichte enthalten auch Ereignisanalysen bei

anlageninternen und -externen Bränden, die basierend auf ausführlichen Fachberichten und Begleitunterlagen zusammengefasst wurden. Da ergänzende Unterlagen der GRS in der Regel nicht zur Verfügung stehen, werden im Folgenden nur die Endergebnisse und die veröffentlichten Randbedingungen und Zwischenergebnisse wiedergegeben. Teilweise wurden auch nur qualitative Informationen veröffentlicht.

6.2.1 Anlage Kernkraftwerk Krümmel (KKK)

Laut Sicherheitsbericht für die Stilllegung und den Abbau der Anlage KKK /KKK 18/ werden folgende Ereignisse betrachtet:

Brände im Bereich der Reststoffbearbeitung/Abfallkonditionierung

Im Bereich der Reststoffbearbeitung/Abfallkonditionierung seien radioaktive Abfälle, die bereits in Abfallgebinden konditioniert vorliegen, z. B. hochdruckverpresste Abfälle oder Stahlteile in Fässern, Blechcontainern, dickwandigen Guss- oder Betonbehältern, grundsätzlich nicht brennbar. Daher könnten Brände nur bei nicht-konditionierten Abfällen zur Freisetzung radioaktiver Reststoffe führen.

Im Bereich der Reststoffbearbeitung/Abfallkonditionierung lägen unkonditionierte radioaktive Reststoffe vor. Diese würden in brennbaren Gebinden gesammelt. Es wird unterstellt, dass alle dort lagernden Abfälle innerhalb kurzer Zeit (30 min) unabhängig vom auslösenden Ereignis vollständig abbrennen. Die radioaktiven Stoffe im brennbaren Abfall lägen hauptsächlich als Kontamination vor, von denen bei einem Brand ein Teil aerosolförmig freigesetzt werden kann. Die Gesamtaktivität der radioaktiven Reststoffe wird aufgrund der bisherigen Betriebserfahrungen mit $5 \cdot 10^9$ Bq angenommen.

Die auf Basis der Berechnungsvorschrift der StrlSchV errechnete maximale effektive Dosis betrage ca. 0,24 mSv und liegt damit deutlich unter dem Störfallplanungswert von 50 mSv gemäß §104 StrlSchV in Verbindung mit § 194 StrlSchV.

Weitere anlageninterne Brände

Durch stetige Reduzierung der Brandlasten und Zündquellen in der Anlage werde die Brandgefahr fortlaufend reduziert. Anlageninterne Brände seien jedoch grundsätzlich nicht auszuschließen. Signifikante Brandlasten während des Abbaus stellten die Kabel dar. Filter in Lüftungseinrichtungen stellten nur noch geringe Brandlasten dar, da die

Aktivkohlefilter im Restbetrieb bereits entsorgt wurden. Auch bei Ausfall der gesamten Stromversorgung im Kontrollbereich sei die Gewährleistung der Schutzziele weiterhin gegeben, da in einem solchen Fall alle Stilllegungs- und Abbautätigkeiten eingestellt würden und die Einrichtungen zur Brandbekämpfung weiterhin verfügbar seien, da die elektrische Versorgung durch die doppelte Netzeinspeisung gegeben sei. Ein Brand in den Räumen der Netzersatzanlage bzw. der Batterien führe zu keiner Aktivitätsfreisetzung, da in diesen Räumen keine radioaktiven Stoffe vorhanden seien.

Thermische Zersetzung von Ionenaustauscherharzen

Ionenaustauscherharze – Kugelharze oder Pulverharze – aus den Wasseraufbereitungsanlagen des Kontrollbereiches würden in dafür geeignete Behälter gefüllt. Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe nach einer thermischen Zersetzung der Harze sei nur bei einem massiven äußeren Brand im Raumbereich der Konzentratabfüllstation möglich. Es wären Temperaturen oberhalb von 500 °C erforderlich, damit das leicht flüchtige Cäsium in die Gasphase übergehe, während das schwerflüchtige Kobalt auch dann noch nahezu vollständig in den Zersetzungsprodukten der Harze gebunden bliebe. Brände mit einer Wärmeentwicklung, die zu derartigen Temperaturen im Abfallgebäude führen würden, könnten aufgrund der im Raumbereich begrenzten Brandlasten und der vorhandenen Brandschutzmaßnahmen ausgeschlossen werden.

Brand in einem Container

Das durch einen Brand freisetzbare Aktivitätsinventar in den auf einer Pufferlagerfläche gelagerten Containern werde so begrenzt, dass die Störfallplanungswerte beim Brand eines oder mehrerer Container sicher eingehalten würden. Der Brand decke auch weitere Ereignisse mit Integritätsverlust von Containern, wie z. B. bedingt durch einen Lastabsturz, ab, da durch die thermische Einwirkung die radioaktiven Stoffe stärker mobilisiert würden.

Die Gesamtaktivität eines mit radioaktiven Reststoffen beladenen Containers werde mit $5 \cdot 10^9$ Bq angenommen. Für den Brand eines mit brennbaren Reststoffen beladenen Containers ergebe sich eine maximale effektive Dosis von ca. 0,47 mSv. Der Störfallplanungswert von 50 mSv, gemäß § 104 StrlSchV in Verbindung mit § 194 StrlSchV, werde damit nur zu 0,95 % ausgenutzt.

6.2.2 Anlage Kernkraftwerk Brunsbüttel (KKB)

Für das Kernkraftwerk KKB wurden die folgenden anlageninternen Brandereignisse aufgeführt /KKB 15/, die qualitativ sehr ähnlich zu den Ausführungen zu KKK /KKK 18/ sind:

- Brand eines Aktivkohlefilters
- Kabelbrand mit brandbedingtem Ausfall der Infrastruktur im Abbau
- thermische Zersetzung von Ionenaustauscherharzen
- Brand im Bereich der Reststoffbehandlung/Abfallkonditionierung

Der Brand von Aktivkohlefiltern im Rückbau konnte ausgeschlossen werden, da diese bereits im Nachbetrieb entfernt wurden. Signifikante Brandlasten im Rückbau sind Kabel. In ungünstigen Fällen kann ein Kabelbrand zum Versagen der gesamten Stromversorgung führen, was jedoch ohne Konsequenzen für die Gewährleistung der Schutzziele ist. Andere brandbedingte Ausfälle der Infrastruktur im Abbau sind in Bezug auf die Gewährleistung der Schutzziele vergleichbar.

Im Falle der thermischen Zersetzung von Ionenaustauscherharzen ist für eine Freisetzung radioaktiver Stoffe ein massiver äußerer Brand im Raumbereich der Konzentratabfüllstation erforderlich, um das leicht flüchtige Cäsium in die Gasphase zu bringen, wobei dann das schwerflüchtige Kobalt nahezu vollständig in den Zersetzungsprodukten der Harze gebunden bleibt. Solche Brände werden aufgrund der im Raumbereich begrenzten Brandlasten und der vorhandenen Brandschutzmaßnahmen in KKB ausgeschlossen.

Für die Untersuchung eines Brands im Bereich der Reststoffbehandlung/Abfallkonditionierung von KKB wurde unterstellt, dass brennbare radioaktive Abfälle in Plastiksäcken in einem Container bis zum Abtransport zur Konditionierung gesammelt werden und alle dort lagernden Abfälle innerhalb kurzer Zeit (30 min) vollständig abbrennen. Die in dem Container vorliegende Gesamtaktivität wurde aufgrund bisheriger Betriebserfahrung mit 1×10^9 Bq – Co-60 mit $8,85 \times 10^8$ Bq und Cs-137 mit $0,15 \times 10^8$ Bq – angesetzt. Die effektive Dosis, für die am stärksten beaufschlagte Altersgruppe, wurde für dieses Ereignis zu ca. 0,84 mSv berechnet. Im Vergleich hierzu wird durch das hinsichtlich seiner radiologischen Auswirkungen ungünstigste Ereignis – "Lastabsturz im Fasslager" – ein Kleinkind im Alter von bis zu einem Jahr mit max. 1,3 mSv belastet.

6.2.3 Anlage Kernkraftwerk Neckarwestheim 1 (GKN-1)

Im Sicherheitsbericht für GKN-I /GKN 14/ wird für den Störfall „Brand in der Anlage“ unterstellt, dass brennbare radioaktive Stoffe (z. B. brennbare Mischabfälle), die während des Restbetriebs und des Abbaus von Anlagenteilen anfallen, in einen 20-Fuß-Container verbracht werden. Es wird postuliert, dass der Inhalt eines offenen 20-Fuß-Containers brennt und darin enthaltene radioaktive Stoffe freigesetzt werden. Für diesen Fall wurde für GKN-I eine potenzielle Strahlenexposition (effektive Dosis) in der Umgebung von ca. 6,6 mSv für ein Kleinkind ≤ 1 Jahr und von ca. 5,3 mSv für einen Erwachsenen ermittelt.

6.2.4 Anlage Kernkraftwerk Unterweser (KKU)

Im Sicherheitsbericht der Anlage KKU /KKU 15/ werden die folgenden anlageninternen Brandereignisse in Betracht gezogen:

- Brand von Aerosolfiltern- oder Aktivkohlefiltern
- Brand in einer Lüfterzentrale
- Kabelbrand
- Brand im Bereich der Abfallbehandlung
- Thermische Zersetzung von Ionenaustauscherharzen

Bei der Betrachtung der radiologischen Auswirkungen wird für den Brand in der Lüfterzentrale dargestellt, dass die radiologischen Folgen durch das Ereignis Erdbeben bereits abgedeckt sind. Eine quantitative Darstellung der radiologischen Folgen erfolgt für keines der aufgeführten Brandszenarien.

6.2.5 Anlagen Kernkraftwerk Philippsburg 1 (KKP-1) und Philippsburg 2 (KKP-2)

Für das KKP-1 /KKP 14/ wird im Sicherheitsbericht als Szenario für einen Brand in der Anlage ein Brand von brennbaren radioaktiven Stoffen (Mischabfälle) unterstellt. Hierzu wird folgende Aussage getroffen:

Im Stilllegungsleitfaden wird der Störfall „Brand in der Anlage“ im Regelfall als radiologisch repräsentativ angesehen. Für diesen Störfall wird unterstellt, dass

brennbare radioaktive Stoffe (z. B. brennbare Mischabfälle), die während des Restbetriebs und dem Abbau von Anlagenteilen anfallen, in einen 20-Fuß-Container verbracht werden. Es wird postuliert, dass der Inhalt eines offenen 20-Fuß-Containers brennt und darin enthaltene radioaktive Stoffe freigesetzt werden. Für diesen Fall wurde eine potenzielle Strahlenexposition (effektive Dosis) in der Umgebung von ca. 2,8 mSv für ein Kleinkind < 1 Jahr und von ca. 2,3 mSv für einen Erwachsenen ermittelt. Diese Strahlenexposition liegt somit unter dem Störfallplanungswert.

Weiterhin wird im Sicherheitsbericht dem Szenario eines Waldbrandes ein Kapitel gewidmet. Hier kommt man jedoch zu dem Schluss, dass durch die großen Abstände auf dem Anlagengelände und der nicht brennbaren Ausführung der baulichen Umschließung keine radiologisch relevante Auswirkung zu befürchten ist. Dasselbe gilt für das Szenario einer Brandeinwirkung von außerhalb des Anlagengeländes.

Für die Anlage KKP-2 wird im Sicherheitsbericht aus dem Jahr 2018 /KKP 18/ ebenfalls der Brand von Mischanfällen in einem 20-Fuß-Container betrachtet. Für diesen Fall wurde eine potenzielle Strahlenexposition (effektive Dosis) in der Umgebung von ca. 11,5 mSv für ein Kleinkind \leq 1 Jahr und von ca. 9,2 mSv für einen Erwachsenen ermittelt. Diese Strahlenexposition liegt jeweils wieder unter dem Störfallplanungswert, allerdings ca. um den Faktor 4 oberhalb der in 2014 veröffentlichten Werte für KKP-1.

6.2.6 Anlagen Kernkraftwerk Biblis A & B (KWB-A & KWB-B)

Im Sicherheitsbericht für das KWB-A /KWB 14a/ wird das Szenario eines Brandes in der Anlage beschrieben. Dabei wird zunächst beschrieben, dass ein Großteil des Brandpotentials (der Brandlasten) bereits verringert wurde, da ein Großteil der brennbaren Stoffe und entsprechende Anlagenteile im Nachbetrieb nicht mehr erforderlich sind.

Der Sachverhalt, dass bei Abbaumaßnahmen auch thermische Zerlegeverfahren Anwendung finden, wird nach dem entsprechenden Sicherheitsbericht als keine erhöhte Brandgefährdung eingestuft, da durch technische und organisatorische Maßnahmen größere Brände in der Anlage vermieden werden.

Als abdeckendes Ereignis wird im Sicherheitsbericht ein Brand von vorverpressten, brennbaren radiologischen Mischabfällen angeführt, die im blockinternen Abfalllager in 200 I-Fässer verpackt werden und in einem 20-Fuß-Container in einer LKW-Schleuse gelagert werden. Im Brandszenario wird davon ausgegangen, dass die äußeren Türen

der Schleuse geschlossen sind und während des Beladens des Containers Personal anwesend ist, welches zeitnah entsprechende Brandschutzmaßnahmen einleiten könnte. Allerdings wird bei der Entwicklung des Szenarios nur eingeschränkt vom Personal Kredit genommen, so dass dieses Szenario im Sicherheitsbericht als konservativ eingestuft wird. Es ergibt sich für die am höchsten exponierte Altersgruppe (bis 1 Jahr) eine potentielle Effektivdosis von 0,032 mSv.

Im veröffentlichten Gutachten der ARGE Stilllegung Biblis zum Antrag auf Stilllegung und Abbau des Blocks A /ARG 16/ wird das Ereignis Brand in der Anlage (Mischabfälle in 20-Fuß-Container) bewertet. Darin wird erläutert, dass brennbare Mischabfälle in der Anlage sortiert und verpackt werden. Die Mischabfälle können sowohl in 200 l-Fässern als auch in Ballen gepresst in 20-Fuß-Containern zwischengelagert werden. Die Nuklidzusammensetzung wird dabei von dem besonders dosis-wirksamen Nuklid Co-60 dominiert. Eine Beladung eines Containers würde in der LKW-Schleuse stattfinden. Bei einem postulierten Brand der Ballen im Container bleiben die Auswirkungen wegen der vorhandenen Maßnahmen zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe weitgehend auf das Innere des Blocks beschränkt. Durch die vorhandene Filterung werden gemäß Betreiberunterlagen nur geringe Mengen radioaktiver Stoffe an die Umgebung abgegeben.

Während des Beladevorganges sei die äußere Schleusentür geschlossen. Personal zur Bedienung der Feuerlöscheinrichtungen und zur Alarmierung der Feuerwehr sei nach Betreiberunterlagen anwesend. Die Branddauer werde dadurch auf maximal 30 min begrenzt. Die Bildung eines explosionsfähigen Gasgemisches werde nicht unterstellt. Die entstehenden Brandgase werden nach Betreiberdarstellung durch die Unterdrückhaltung in das Innere des Hilfsanlagengebäudes gesaugt und über die betrieblichen Aerosolfilter mit der Fortluft über den Kamin abgegeben.

Das maximal zu unterstellende Aktivitätsinventar wurde nicht veröffentlicht. In der Ereignisanalyse laut Antragsunterlagen werde dargelegt, dass die $ARF = 10\%$ der (leichtflüchtigen) Cäsium-Isotope (entsprechend des ARF -Werts der /TSK 09/ für 30 min Branddauer) angenommen wurde und $ARF = 0,1\%$, also bezogen auf die /TSK 09/ ein im den Faktor 100 reduzierter Wert für weniger flüchtige sonstige aerosolgebundene Nuklide aus dem Abfallgebäude in die Rauchgase übergehen. Es werden nur Aerosole mit einem aerodynamischen Durchmesser bis 10 μm betrachtet. Die größeren Aerosole konnten nach /ARG16/ wegen der geringeren Freisetzunganteile vernachlässigt werden. Für das Inventar an H-3, C-14 und I-129 wurde eine vollständige Freisetzung angenommen.

Der Rückhaltegrad der Filter im Lüftungssystem werde mit 99,95 % angesetzt. Die Nuklide H-3, C-14 und I-129 gingen zu 100 % in die Gasphase über und würden nicht durch Filter zurückgehalten.

Der Sicherheitsbericht /KWB 14a/ befasst sich neben dem Brand in der Anlage auch mit Bränden außerhalb der Anlage. Dabei wird jedoch die Schlussfolgerung gezogen, dass von externen Bränden im Umfeld der Anlage keine Gefährdung für die Freisetzung radioaktiver Stoffe ausgeht. Es wird im Sicherheitsbericht die Aussage getroffen, dass eine Freisetzung von radioaktiven Stoffen durch Brände außerhalb der Anlage ausgeschlossen ist.

Die Formulierungen im Sicherheitsbericht für KWB-B /KWB 14b/ entsprechen im Wortlaut den entsprechenden Kapiteln des Sicherheitsberichts für KWB-A /KWB 14a/.

6.2.7 Anlage Kernkraftwerk Isar 1 (KKI-1)

Als Szenario wird im Sicherheitsbericht /KKI 14/ ein Brand im Bereich der Abfallbehandlung unterstellt. Im Feststofflager und Dekontaminierungsgebäude wird zur weiteren Konditionierung brennbarer radioaktiver Abfall in Form von Ballen aufbewahrt. Es sind jedoch Brandschutzmaßnahmen sichergestellt, so dass zeitnah eine Brandbekämpfung eingeleitet wird. Weiterhin sollen Brandschutzklappen im Brandfall den entsprechenden Brandabschnitt schließen. Beim Versagen der Brandschutzklappen wird davon ausgegangen, dass die Vermischung mit dem kalten Fortluftstrom nicht zum Versagen der Fortluftfilteranlage führt.

Die angenommene Strahlenexposition durch das Szenario wird im Sicherheitsbericht wie folgt beschrieben:

Es wurde angenommen, dass die Aerosole ungefiltert über die Fortluftanlage abgegeben werden, es schlagen sich jedoch ca. 90 % der Aerosole an den kalten Oberflächen im Gebäude nieder. Das betrachtete Ereignis wird der Klasse 1 zugeordnet. Die auf diese Weise errechneten Strahlenexpositionen in der Umgebung der Anlage für das vollständige Abbrennen von etwa 6 Mg brennbaren radioaktiven Abfällen innerhalb von 30 min beträgt für Erwachsene 0,24 mSv (Altersgruppe > 17 Jahre) und für Säuglinge 0,3 mSv (Altersgruppe < 1 Jahr). Der festgelegte maximale Störfallplanungswert von 50 mSv wird damit ca. 100-fach unterschritten. Damit ist dieses Ereignis das radiologisch abdeckende in dieser Ereignisgruppe.

Als weitere Brandszenarien werden folgende angeführt:

- Kabelbrände in der Anlage führen zum Ausfall der Elektroenergieversorgung. Im weiteren Verlauf führt dies zum Ausfall der Lüftung und dem Wegfall der Luftströmung im Kontrollbereich.
- Brand in Räumen für Ventilatoren

Diese Brände werden jedoch nicht als radiologisch abdeckend angeführt.

Als Brand auf dem Außengelände wird ein ausbrechender Brand beim Transport von Abfallbehältern mit radioaktiven Stoffen genannt. Durch eine zügige Brandbekämpfung sei die Integrität der Abfallbehälter jedoch nicht in Frage gestellt. Daher sei aus diesem Szenario keine radiologische Gefährdung abzuleiten.

Für Brände außerhalb des Anlagengeländes wird im Sicherheitsbericht /KKI 14/ die Annahme getroffen, dass diese aufgrund des hinreichenden Schutzes keine Auswirkung auf die Anlagen haben.

6.2.8 Anlage Kernkraftwerk Grafenrheinfeld (KKG)

Im Sicherheitsbericht /KKG 16/ werden die Brandszenarien

- anlageninterner Brand mit Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Systeme,
- Brand von brennbarem Mischabfall,
- Brand eines Filtermobils beim Abbau im Kontrollbereich und
- Brand auf dem Anlagengelände

dargestellt.

Anlageninterner Brand mit Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Systeme

Das Ereignis „anlageninterner Brand mit Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Systeme“ entspricht hinsichtlich des Ereignisablaufs und des Systemumfangs zur Ereignisbeherrschung für die Abbauphase I dem bisher genehmigten Stand. Sicherheitstech-

nisch wichtige Systeme, z. B. Beckenkühlsysteme oder Zwischenkühlsysteme, sind redundant vorhanden und durch räumliche Trennung gegen Auswirkungen durch anlageninterne Brände geschützt. Durch eine Reihe von technischen und administrativen Vorsorgemaßnahmen wird im KKG die Eintrittswahrscheinlichkeit von Bränden deutlich reduziert sowie eine frühzeitige Erkennung und Bekämpfung sichergestellt. Zu diesen Vorsorgemaßnahmen zählen u. a. bauliche Brandschutzmaßnahmen wie die Unterteilung der Gebäude in Brandabschnitte und Brandbekämpfungsabschnitte, die Kapselung bzw. der Einschluss der Brandlasten, die Minimierung potenzieller Zündquellen sowie Brandmeldeeinrichtungen, Lösch- und Entrauchungsanlagen. Durch die deutliche Reduktion von Brandlasten und Zündquellen im Verhältnis zum Leistungsbetrieb verringert sich die Eintrittswahrscheinlichkeit weiter. Aufgrund der genannten Vorsorgemaßnahmen sind Auswirkungen dieses Ereignisses radiologisch nicht relevant.

Brand von brennbarem Mischabfall

Brennbare radioaktive Abfälle werden im Kontrollbereich sortiert und behandelt. Alle Prozesse zur Behandlung zu brennbaren Mischabfällen sind so ausgelegt, dass hinsichtlich der Brandgefahr die höchstmögliche Sicherheit gegeben ist.

Brand eines Filtermobils beim Abbau im Kontrollbereich

Im Verlauf von Stilllegung und Abbau werden mobile Filteranlagen eingesetzt, um die Belastung der Raumluft und entsprechend der Abluft mit Schadstoffen und radioaktiven Aerosolen infolge von Abbautätigkeiten in zulässigen Grenzen zu halten. Beim unterstellten Brand dieser mobilen Filteranlagen können Anteile der in diesen mobilen Filteranlagen zurückgehaltenen radioaktiven Stoffe in die Raumluft freigesetzt werden.

Brand auf dem Anlagengelände

Ein Brand auf dem Anlagengelände wurde hinsichtlich möglicher Folgen für sicherheitstechnisch wichtige Anlagenteile und Systeme im Rahmen des bisherigen Betriebs betrachtet. Für Stilllegung und Rückbau ergeben sich keine neuen Aspekte, die zusätzlich zu berücksichtigen wären. Relevante Brandlasten auf dem Anlagengelände während des Restbetriebs sind die Ölmengen in der Maschinentransformatoranlage, in der Fremdnetztransformatoranlage und im Heizöltanklager. Die Auswirkungen eines Brandes in einer dieser Anlagen auf Gebäude und Einrichtungen mit sicherheitstechnisch wichtigen Funktionen werden durch ausreichende Abstände zwischen Gebäude und Brandlast

oder durch ausreichend feuerwiderstandsfähige Bauteile vermieden oder begrenzt. Die Gebäudestrukturen sind für die dabei auftretenden Temperaturbelastungen ausgelegt.

Bei der Pufferlagerung werden Reststoffe in verschlossenen Stahlblechcontainern auf dem Anlagengelände außerhalb von Gebäuden gelagert. Brennbare Reststoffe und radioaktive Abfälle in verschlossenen Stahlblechcontainern sind gemäß ESK-Leitlinien für die Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung als nicht brennbar einzustufen. Die im Nahbereich der vorgesehenen Pufferlagerflächen vorhandenen Brandlasten reichen nicht aus, um die Integrität der Gebinde im Brandfall zu beschädigen. Radiologisch relevante Freisetzungen sind daher ausgeschlossen.

Als radiologisch repräsentativ wurden die Szenarien

- Brand von brennbarem Mischabfall und
- Brand eines Filtermobils beim Abbau im Kontrollbereich

betrachtet.

Das radiologisch abdeckende Ereignis ist dabei der „Brand eines Filtermobils beim Abbau im Kontrollbereich“. Die maximale effektive Dosis für dieses Ereignis mit der Freisetzung über den 160 m hohen Fortluftkamin beträgt für die am stärksten belastete Altersgruppe der Säuglinge (< 1 Jahr) am ungünstigsten Aufpunkt in einer Entfernung von 180 m zum Anlagenzaun 0,28 mSv und für die Altersgruppe der Erwachsenen (> 17 Jahre) 0,20 mSv.

Für das Ereignis „Brand von brennbarem Mischabfall“ wird abdeckend ein Ereignis im Entsorgungsgebäude ZD mit der Freisetzung über den Fortluftkamin untersucht. Hierbei beträgt die maximale effektive Dosis für die am stärksten belastete Altersgruppe der Säuglinge (< 1 Jahr) am ungünstigsten Aufpunkt 0,096 mSv und für die Altersgruppe der Erwachsenen (> 17 Jahre) 0,072 mSv.

7 Bestimmung von Freisetzungsteilen bei Raumbränden in Kernkraftwerken

7.1 Stand des Wissens bei brandbedingten Freisetzungsteilen

Der Stand des Wissens zu Freisetzungsteilen wurde in jüngerer Zeit im Vorhaben „Überprüfung des unfallbedingten Freisetzungsverhaltens bei der Beförderung radioaktiver Stoffe“ /GRS 17/ aufgearbeitet und zusammengefasst. Dabei wurden auch Freisetzungsteile überprüft und aktualisiert. Die Kernaussagen aus dem Abschlussbericht werden im Folgenden wiedergegeben.

In Deutschland wurden Arbeiten zu brandbedingten Freisetzungsteilen vor allem vor dem Hintergrund der Transportstudie Konrad (TSK) /GRS 91/ und der verschiedenen Begleitarbeiten durchgeführt. Für die TSK wurden aus Kombinationen von Abfallbehältern und Abfallarten folgende Abfallgebindegruppen (AGG) gebildet und jeweils dafür Freisetzungsteile bestimmt (siehe Tab. 7.1).

Tab. 7.1 Definition der Abfallgebindegruppen der TSK /GRS 17/

AGG	Behältertyp	ABK	Abfallart	APG
1	Stahlblechcontainer	I	Brennbare, unfixierte Abfälle	1
2	Stahlblechcontainer oder Betonbehälter	I	Unfixierte und nicht kompaktierbare metallische und nicht metallische Abfälle (einschließlich Verdampferkonzentraten)	2
3	Stahlblechcontainer oder Betonbehälter	I	Metallische Abfälle	3
4	Stahlblechcontainer oder Betonbehälter	I	Kompaktierte Abfälle	4
5	Stahlblechcontainer	I	Zementfixierte Abfälle	5
6	Betonbehälter	I	Brennbare, unfixierte Abfälle	1-4
7	Betonbehälter	I	Zementfixierte Abfälle	5
8	Gussbehälter	II	Abfälle in Gussbehältern	1-5

Von den genannten Behältertypen sind unter den Randbedingungen in Kernkraftwerken die Stahlblechcontainer relevant, so dass die AGG 1 bis 3 auftreten können, wobei in den Stahlblechcontainern

- brennbare, unfixierte Abfälle (APG 1),
- unfixierte, und nicht kompaktierbare metallische und nicht metallische Abfälle (einschließlich Verdampferkonzentrate) (APG 2) bzw.

- metallische Abfälle (APG 3)

gelagert werden.

Die Wahl der Freisetzungsteile durch Brandeinwirkung in der TSK (1991) geht im Wesentlichen auf die Analysen im Rahmen der Systemanalyse Konrad zurück /GRÜ 87/. Bei Nirex (UK) sind seit 1988 mehrere Experimentserien durchgeführt worden, die sich mit der Freisetzung radioaktiver Stoffe aus schwach- und mittelradioaktiven Abfällen bei Brandeinwirkung befassen /BAR 00/, /TUR 00/. Neuere Experimente zur Bestimmung des Freisetzungsverhaltens radioaktiver Abfälle unter thermischer Lasteinwirkung wurden vom ISTec zusammen mit dem Bundesamt für Strahlenschutz durchgeführt und veröffentlicht /BOE 04/, /BOE 05/, /BOE 06/. Diese umfassen Experimentserien mit einer Aufheizung und/oder Verbrennung verschiedener Abfallformen oder von Abfallsimulanten.

Nirex bzw. die Nuclear Decommissioning Agency (NDA) verfolgen den Ansatz, dass allein die erreichte Maximaltemperatur in jedem Volumenelement des Abfalls entscheidend ist /BAR 03/. Mit dieser Methode berechnete Freisetzungsteile wurden für die in Großbritannien relevanten Abfallgebinde in /FRY 10/ veröffentlicht.

Im Unterschied dazu wird in /GRÜ 87/ für die Sublimation von radioaktiven Stoffen von einer Oberfläche ein zeitabhängiger Ansatz verfolgt, bei dem nicht nur die erreichte Temperatur eine Rolle spielt, sondern auch die Dauer, während der ein Volumenelement gewisse Schwellenwerte überschreitet. Auf Basis dieser Methodik wurden auch in Deutschland Werte ermittelt /BOE 06/. Auf das Verfahren wird im Abschnitt 7.2 näher eingegangen.

Im Gegensatz zur NDA wird neben Pyrolyse, Verdampfen/Sublimation und Mitrisis beim Verdampfen von Wasser bei den Herleitungen im Rahmen der Transportstudien Konrad /GRS 91/ mit /GRS 91a/ auch der Brand des Abfalls berücksichtigt. Für die betrachteten Behälter in /FRY 10/ wird hingegen davon ausgegangen, dass die Behälter nach einem Unfall im Endlager noch nahezu intakt sind und somit im Brandfall keine Luftzufuhr zum Abfall stattfinden kann. Ein aktives Verbrennen des Abfalls wird daher ausgeschlossen.

Die innerhalb der Überprüfung der TSK /GRS 17/ teilweise neu veröffentlichten Freisetzungsteile beziehen sich auf die in der TSK definierten Belastungsklassen (BK) (siehe Tab. 7.2).

Tab. 7.2 Definition der Belastungsklassen in Abhängigkeit von mechanischer und thermischer Belastung der Abfallgebinde /GRS 17/

mechanische Belastungsstufen				thermische Belastungsstufen		
maximale Aufprallgeschwindigkeit des Abfallgebundes auf unnachgiebiges Hindernis	maximale Fallhöhe des Abfallgebundes auf unnachgiebigen Boden	maximaler spezifischer mechanischer Energieeintrag	kein Brand	halbe Stunde Brand	eine Stunde Brand	
35 km/h	9,7 m/s	4,8 m	47,3 J/kg	BK 1	BK 2	BK 3
80 km/h	22,2 m/s	25,2 m	246,9 J/kg	BK 4	BK 5	BK 6
110 km/h	30,6 m/s	47,6 m	466,8 J/kg	BK 7	BK 8	BK 9

Aus der Tabelle ist erkennbar, dass die Belastungsklassen immer auch eine mechanische Belastung voraussetzen. Die rein mechanischen Belastungsklassen, die Unfallszenarien repräsentieren, lauten BK1, BK4 und BK7. Zusätzliche thermische Belastungen treten bei den übrigen BK auf, wobei hier von einem halbstündigen (BK2, BK5 und BK8) bzw. einem einstündigen (BK3, BK6 und BK9) Brand mit einer Temperatur von 800 °C ausgegangen wird.

Für die zuletzt überprüften und teilweise gegenüber /TSK 09/ bzw. /GRS 13/ aktualisierten Freisetzunganteile für die verschiedenen Abfallgebindegruppen, Belastungsklassen und Nuklide wird auf das Originalkapitel 7 aus /GRS 17/ verwiesen. Da keine reine thermische Belastung angenommen wurde, ist die geringste mechanische Belastung, die einem Fall aus 4,8 m Höhe auf unnachgiebigen Boden entspricht, zusammen mit 30 oder 60 min Brandbelastung zu verwenden (BK2 bzw. BK3) (vgl. Tab. 7.2).

In /GRÜ 87/ wird das einstündige Brandszenario genauer beschrieben:

- Von $t = 0$ min bis 5 min: Anstieg der Brandraumtemperatur von 30 °C bis 800 °C
- Von $t = 5$ min bis 65 min: Konstante Brandraumtemperatur von 800 °C
- Nach 65 min: Konstante Brandraumtemperatur von 30 °C

Für die Bestimmung der thermischen Freisetzunganteile wird überdies ein Zeitraum von bis zu 24 h betrachtet, innerhalb dessen sich die eingetragene Wärme im Fass verteilt bzw. das Fass an den Rändern beginnend wieder abkühlt.

Wie oben dargestellt, werden in der Literatur die Sublimation von radioaktiven Stoffen einerseits als von der Maximaltemperatur abhängig dargestellt; in der Arbeit von Boetsch, Gründler und Thiel allerdings zusätzlich die Dauer berücksichtigt, in der ein

Volumenelement einen gewissen Temperaturbereich erreicht /BOE 06/. Dieser Ansatz wird deshalb für sehr geeignet gehalten, den Einfluss des Brandverlaufs auf die Nuklidfreisetzung zu untersuchen.

7.2 Veröffentlichung von Boetsch, Gründler und Thiel

Boetsch, Gründler und Thiel veröffentlichten die Ergebnisse verschiedener Aufheizexperimente mit verschiedenartigen Abfällen /BOE 06/. Die Ergebnisse einer Probe mit Mischabfällen aus einer repräsentativen Mischung aus Gummi, Papier, Textilien etc. wurden genauer dokumentiert. Die Probe wurde zuvor mit den Elementen

Li, Na, K, Cs, Be, Mg, Ca, Sr, Ba, Al, Sn, Pb, P, As, Sb, Bi, S, Se, Cu, Zn, Cd, Sc, Y, Ti, Zr, V, Cr, Mo, Mn, Fe, Co, Ni, Ru, Pd, Ce, Sm, Eu und Th

dotiert. Die Probe wurde in Stufen mit Temperaturen von 200 °C, 400 °C, 600 °C und 800 °C elektrisch beheizt und die Temperaturen jeweils eine Stunde belassen. Aus der Probe austretende Dämpfe wurden vollständig aufgefangen und analysiert. Die Ergebnisse der Freisetzungsraten für die Probe aus Mischabfällen sind in Abb. 7.1 dargestellt.

Die grundsätzliche Temperaturabhängigkeit der Freisetzungseigung wurde in /BOE 05/ diskutiert. Dabei wurde von der Erwartung ausgegangen, dass bei steigender Temperatur die Freisetzungseigung steigt. In Abb. 7.1 zeigen einige Elemente ein nicht monotonen oder tendenziell fallendes Verhalten bei steigender Temperatur. Die Ursachen dafür wurden in /BOE 06/ nicht diskutiert. Aus Autorensicht könnten auch zeitabhängige Faktoren am Freisetzungsverhalten beteiligt sein, so dass für einige Elemente schon wieder eine Abschwächung zu beobachten ist. Als weiteren Grund lassen sich wegen der aufwendigen Messtechnik einzelne Messfehler vermuten, durch die ein grundsätzlich monoton steigender Kurvenverlauf geändert werden kann.

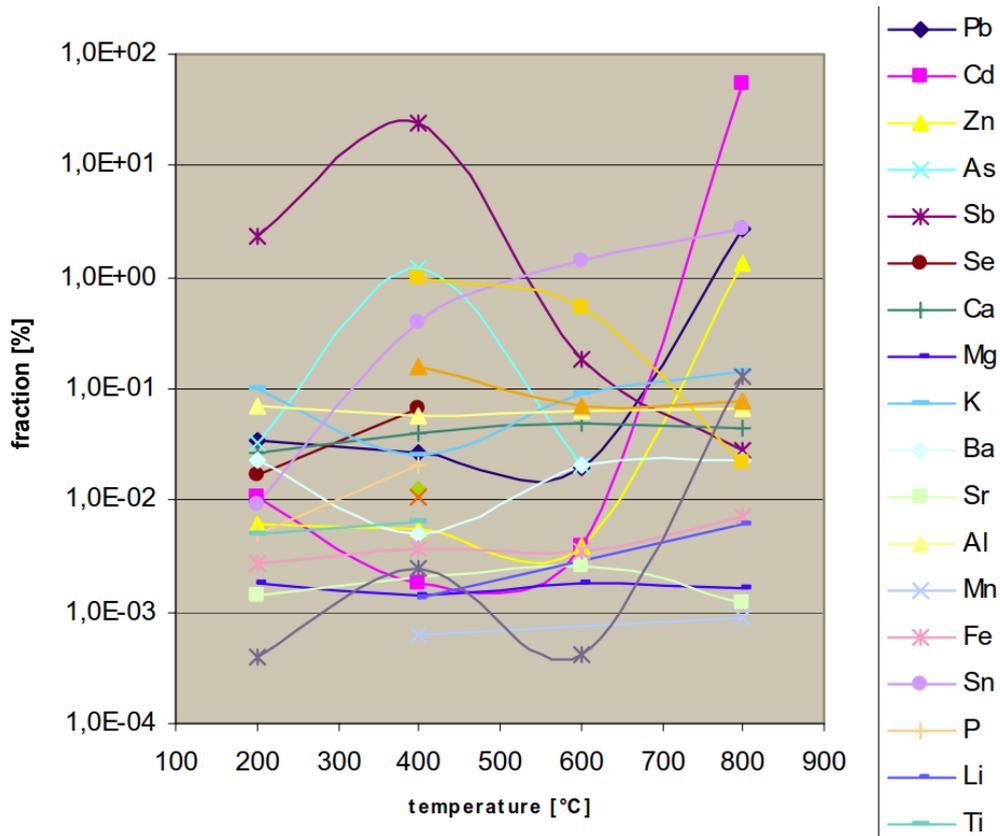


Abb. 7.1 Elementspezifische Freisetzungsraten für die Probe von Mischanfällen /BOE 06/

Der Freisetzungsprozess eines Elements D lässt sich nach /BOE 06/ theoretisch über die Gleichung

$$\dot{m}_D = \sigma_D \times \frac{f_D^0 \times M_D}{R \times T} \quad 7.1$$

beschreiben, mit

- | | |
|---------------|---------------------------|
| \dot{m}_D : | Massenstrom |
| σ_D : | Stoffaustauschkoeffizient |
| f_D^0 : | Freisetzungseigung |
| M_D : | Molmasse |
| R : | Gaskonstante |
| T : | Kelvin-Temperatur |

Für die temperaturabhängige Freisetzungseigung wird bei /BOE 06/ davon ausgegangen, dass diese mit dem Dampfdruck korreliert. Die Temperaturabhängigkeit des

Sättigungsdampfdrucks p_D^0 lässt sich über die Augustsche Formel darstellen, die von der Form

$$p_D^0 = e^{(-\frac{U}{T} + V + W \cdot \ln(T))} \quad 7.2$$

ist, mit

U, V, W : empirische, stoffspezifische Konstanten zur Bestimmung des Dampfdrucks.

Die Freisetzungsnegung wird in /BOE 06/ analog mit

$$f_D^0 = e^{(-\frac{A}{T} + B + C \cdot \ln(T))} \quad 7.3$$

bestimmt mit

A, B, C : empirische, stoffspezifische Konstanten zur Bestimmung der Freisetzungsnegung.

Der Freisetzungsteil F eines Stoffs i wird dann temperatur- und zeitabhängig bestimmt als Integral der Freisetzungen, die in einem bestimmten Zeitschritt in einem bestimmten Volumenanteil einer bestimmten Temperatur stattfinden.

$$F_i = const * \sum_{T=100^\circ C}^{800^\circ C} \int_{t=0}^{24h} V_T(t) * f_D^0(T) * dt \quad 7.4$$

Der jeweilige Volumenanteil, der sich in einem bestimmten Temperaturintervall befindet, wurde in Laborversuchen bestimmt und kann für die Übertragung mit einem Brandsimulationsmodell berechnet werden. Die Freisetzungsnegung wurde in /BOE 06/ durch Laborversuche bestimmt, die zu den in Abb. 7.1 dargestellten Freisetzungsraten führten. Im Ergebnis bestimmen sich elementspezifische Freisetzungsteile (siehe Abb. 7.2).

Die Autoren merkten schon in /BOE 05/ an, dass das erwartete Freisetzungverhalten, nämlich ein Anstieg der Raten bei höheren Temperaturen, nicht bei allen Elementen beobachtet wurde (vgl. Abb. 7.1). Stattdessen weisen einige Elemente nur eine schwache Temperaturabhängigkeit auf oder einen nicht monotonen Verlauf.

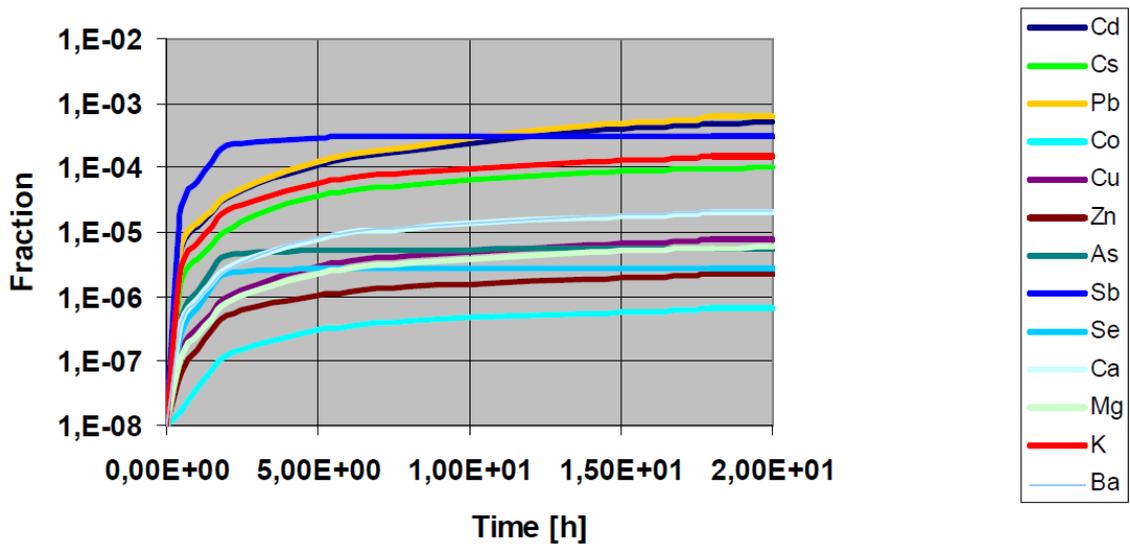


Abb. 7.2 Elementspezifische Freisetzunganteile für einen Konrad Typ 1 Container /BOE 06/

Es ist darauf hinzuweisen, dass mit den in /BOE 06/ veröffentlichten stoffspezifischen Konstanten A bis C das in den Abb. 7.2 und Abb. 7.3 dargestellte Freisetzungverhalten nicht quantitativ nachgerechnet werden konnte. Auch durch Rücksprachen mit den Autoren von /GRÜ 20/, /BOE 20/ konnten Abweichungen nicht vollständig nachvollzogen werden. Die damaligen Rohdaten sind derzeit nicht auffindbar.

Um die Methode trotzdem exemplarisch und für Vergleichszwecke verwenden zu können, wurden zwei Sätze von generischen Parametern A bis C festgelegt, mit denen ein idealisiertes Freisetzungverhalten mit geringerer und höherer Temperaturabhängigkeit erreicht wird. Dabei wurden für das Element mit geringer Temperaturabhängigkeit die Konstanten für Strontium (Sr), A: 122,617738, B: -19,8882562 und C: 0,42672849 sowie für das Element mit höherer Temperaturabhängigkeit die Konstanten für Zinn (Sn), A: 13163.4555, B: 79.6070602 und C: -11.1114076 aus /BOE 06/ übernommen. Die resultierenden Parameter f_D^0 sind in Abb. 7.3 dargestellt. Wie erkennbar ist, übertrifft die Freisetzungseigung von Zinn bei Temperaturen oberhalb ca. 175 °C die Freisetzungseigung von Strontium.

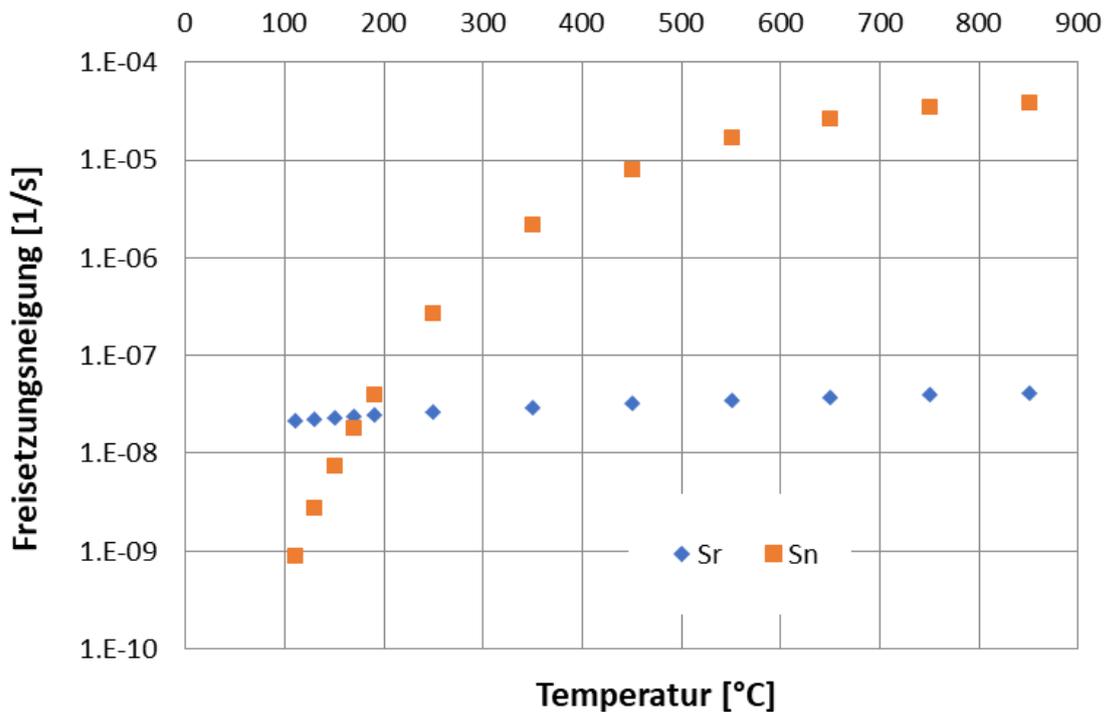


Abb. 7.3 Freisetzungsneigung von zwei ausgewählten Elementen /BOE 06/

7.3 Übertragung der Arbeiten auf Raumbrände in Kernkraftwerken

An den oben beschriebenen und für die Freisetzungsanteile angenommenen Brandverläufen mit dem schnellen Anstieg und dem instantanen Abfall nach 30 bzw. 60 min ist erkennbar, dass hierbei in erster Linie eine Exposition innerhalb von Flammen modelliert werden sollte, die nach 30 bzw. 60 min verlöschen.

Bei einem Raumbrand, bei dem die Brandlast ein betroffenes Fass nicht direkt unterfeuert,

- entwickelt sich die Temperatur je nach Brandverlauf in der Regel langsamer,
- wird beim Erreichen einer stationären Phase für die Wärmefreisetzung, z. B. nach dem Flash-over, noch ein langsamer Anstieg der Raumtemperatur beobachtet,
- fällt beim Verlöschen der Brandlast die Temperatur langsam ab und
- kann durch Wärmeabgabe der Umfassungsbauteile der Brandraum über einen längeren Zeitraum erwärmt werden.

Der aus den vorgenannten typischen Randbedingungen resultierende Temperaturverlauf eines Raumbrandes ist schematisch in Abb. 7.4 dargestellt. Deshalb kann davon

ausgegangen werden, dass der Brandverlauf auch einen Einfluss auf die brandbedingten Freisetzungsteile ausübt.

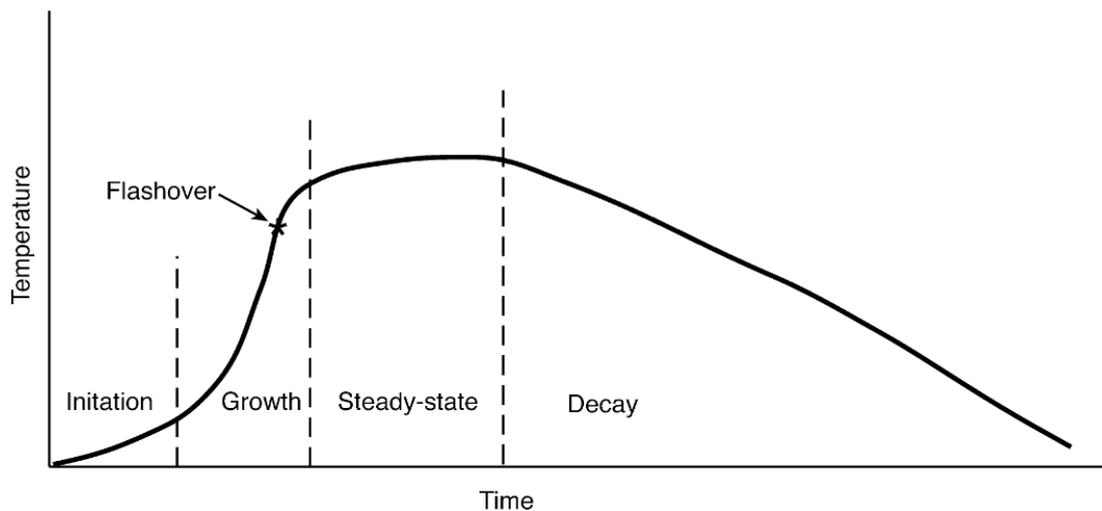


Abb. 7.4 Schematischer Temperaturverlauf bei einem Raumbrand /NUR 07/

Um die Abhängigkeit der Freisetzungsteile vom Brandverlauf modellieren zu können, soll ein Raumbrand in einem typischen Brandraum simuliert werden. Dabei werden als wichtigste Parameter die Brandlastdichte (Brandbelastung) und die Ventilationsöffnung variiert, so dass sich unterschiedliche Naturbrandverläufe bzw. Wärmefreisetzungsraten und resultierender Temperaturverläufe ergeben.

Gebäude mit radioaktivem Abfall müssen den resultierenden Temperaturverläufen exponiert werden, so dass sich diese erwärmen und ca. 24 h wieder abkühlen. Aus dem Erwärmungsverlauf im Fassinneren lassen sich im Postprocessing die Freisetzungsteile bestimmen.

Für die Durchführung der Brandsimulationen einschließlich der Durchwärmung der Fässer eignet sich das Zonenmodell CFAST /PEA 20/, das von US-amerikanischen National Institute of Standards and Technology (NIST) entwickelt wird und international umfangreich innerhalb kerntechnischer Anwendungen validiert wurde (vgl. /NUR 07a/). Der Vorteil des Zonenmodells liegt darin, die Kubatur typischer Brandräume ausreichend genau zu erfassen und genaue sowie sehr schnelle Berechnungsergebnisse zu liefern, die ebenso die langen Abkühlphasen der Referenzfässer umfassen.

7.3.1 Randbedingungen für die Brandsimulationen

Die Arbeiten von /BOE 06/ beziehen sich auf 200 l Rollsickenfässer, wie sie auch beim Rückbau von Kernkraftwerken häufig verwendet werden und z. B. auch in Trocknungsanlagen eingestellt werden (vgl. Abschnitt 4.1). Weitere Informationen zur Befüllung oder den thermophysikalischen Daten des Fasses bzw. des Fassinhalts sind nicht angegeben.

Ein Rollsickenfass hat einen Innendurchmesser von 560 mm und eine Höhe von 865 mm. Es wird davon ausgegangen, dass ein Fass umseitig exponiert auf einem Betonboden steht und zwischen der Füllhöhe und dem oberen Abschlussdeckel ein kleiner, isolierender Luftspalt besteht. Deshalb findet keine Erwärmung über die Unterseite statt und nur ein geringer Beitrag kann über die Oberseite eintreten, so dass ein Fass vereinfacht als aufrechtstehender Zylinder mit radialer Wärmeleitung ins Innere modelliert werden kann.

Als geeignete thermophysikalische Kennwerte für eine lose Befüllung mit Betonbruch als Fassinventar wurden 2/3 der Dichte und Wärmeleitfähigkeit von Beton /HOS 96/, /ISO 19/ angenommen, entsprechend:

- Wärmeleitfähigkeit λ 0,9333 W/(m K)
- Spezifische Wärmekapazität c_p 0,879 kJ/(kg K)
- Dichte ρ 1533 kg/m³

Die Behälterwandung aus Stahlblech ist nur wenige Millimeter dick. Bei einer angesetzten Dicke von 3 mm und einer Wärmeleitfähigkeit von Stahl von 45,8 W/(m K) beträgt der Temperaturabfall im stationären Zustand nur $6,5 \cdot 10^{-5}$ K/W. Im Vergleich dazu beträgt der Abfall im Fassinventar in nur 10 mm Tiefe schon $1,1 \cdot 10^{-2}$ K/W, entsprechend dem 163-fachen. Die Vernachlässigung der Behälterwandung bei der Modellierung hat deshalb praktisch keinen Einfluss auf das Ergebnis (vgl. /DRY 98/).

Eine hohe Rußausbeute führt dazu, dass die Wärmestrahlung aus der Heißgasschicht der einzig relevante Anteil der Wärmestrahlung ist. Die effektive Strahlungsemissivität zwischen Brandrauch und Behälteroberfläche wurde auf ca. $\epsilon_{\text{effekt}} \approx 0,54$ eingestellt (vgl. /GRÜ 87/). Wärmeübergänge durch Strahlung sind wegen der Brandraumtemperaturen gegenüber der Konvektion dominierend. Konvektive Übergangskoeffizienten werden modellintern bestimmt.

Als Referenzbrandraum (siehe Abb. 7.5) aus Beton wird ein $L \times B \times H = 15 \times 10 \times 4 \text{ m}^3$ großer Brandraum mit Betonumfassungen verwendet, wie er auch bei /HOS 96/ beschrieben wurde. Der Raum verfügt über eine Türöffnung von 2,0 m Höhe und variabler Breite auf der kurzen Seite, in dessen Hälfte sich das Feuer mit der kegelförmig angedeuteten Reaktionszone befindet. Auf der gegenüberliegenden Seite befinden sich die Targets der Referenzfässer in einer Höhe von 1,0 m. Es wird also keine Direktbeflammung eines Fasses unterstellt, sondern nur eine Exposition im Brandrauch. Die Höhe von 1,0 m führt dazu, dass sich die Referenzfässer nach Verlöschen des Brands in der Kaltgasschicht befinden. Dadurch wirkt nur ein Teil der Restwärme der Umfassungswände auf die Fässer ein. Ein Fass wird radial in 60 schalenartige Teile gleichen Volumens zerlegt, deren Temperatur jeweils durch ein Target abgefragt wird.

Unterhalb der Decke ist ein Target mit den Eigenschaften des Referenzbauteils zur Bestimmung der äquivalenten Branddauer $t_{\ddot{a}, T_4}$ (vgl. Abschnitt 5.4.1 und /FOR 16/) angeordnet.

In der Abbildung werden zusätzlich die Geschwindigkeit und Temperatur der Strömungen durch die Tür sowie mittig die Temperaturen der Heiß- und Kaltgasschicht angezeigt. Die Temperaturskalierung ist rechts dargestellt.

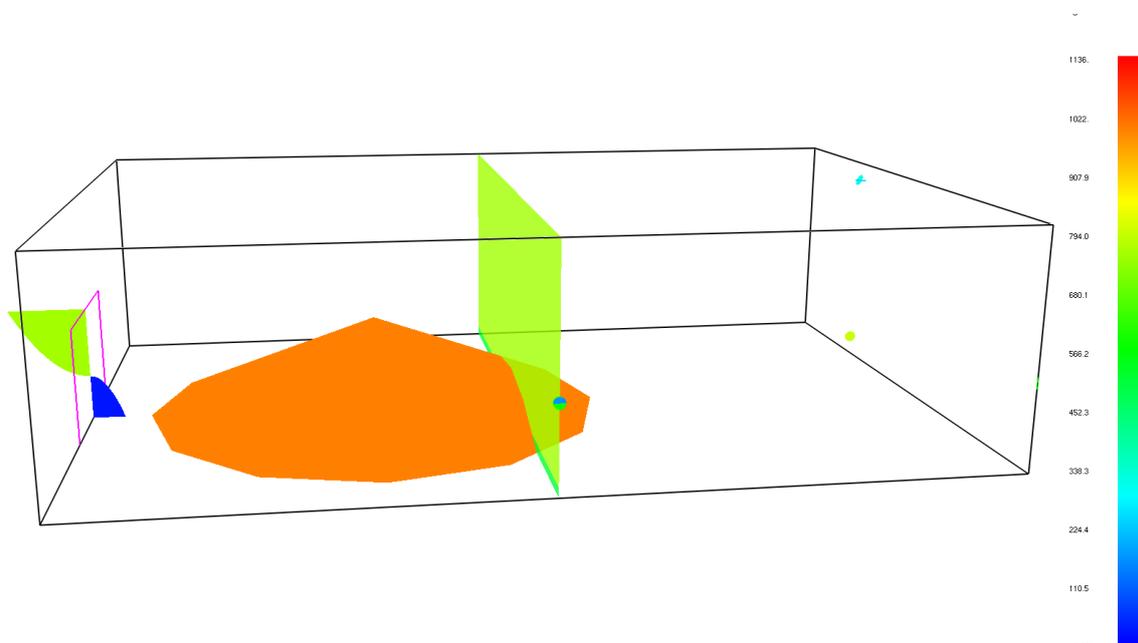


Abb. 7.5 Darstellung des Referenzbrandraums in CFAST/Smokeview

7.3.2 Ergebnisse für den 30- bzw. 60-Minuten-Freibrand bei 800 °C

Um einen Bezug zu den bisher verwendeten Freibrand Szenarien über 30 bzw. 60 min bei 800 °C herzustellen, wurden diese Szenarien zunächst im Referenzraum simuliert. Dabei muss eine Abkühlung von 800 °C auf 30 °C innerhalb von 5 min erfolgen. Um dies zu erreichen, mussten die Umfassungsbauteile abweichend von den übrigen Szenarien als adiabatisch eingestellt werden, so dass sie keine Wärme aufnehmen, die nach dem Brand wieder abgegeben wird. Die Umsetzung des Temperaturverlaufs für den 60-Minuten-Brand bei 800 °C ist in Abb. 7.6 dargestellt. Der Verlauf wird mit hoher Genauigkeit getroffen.

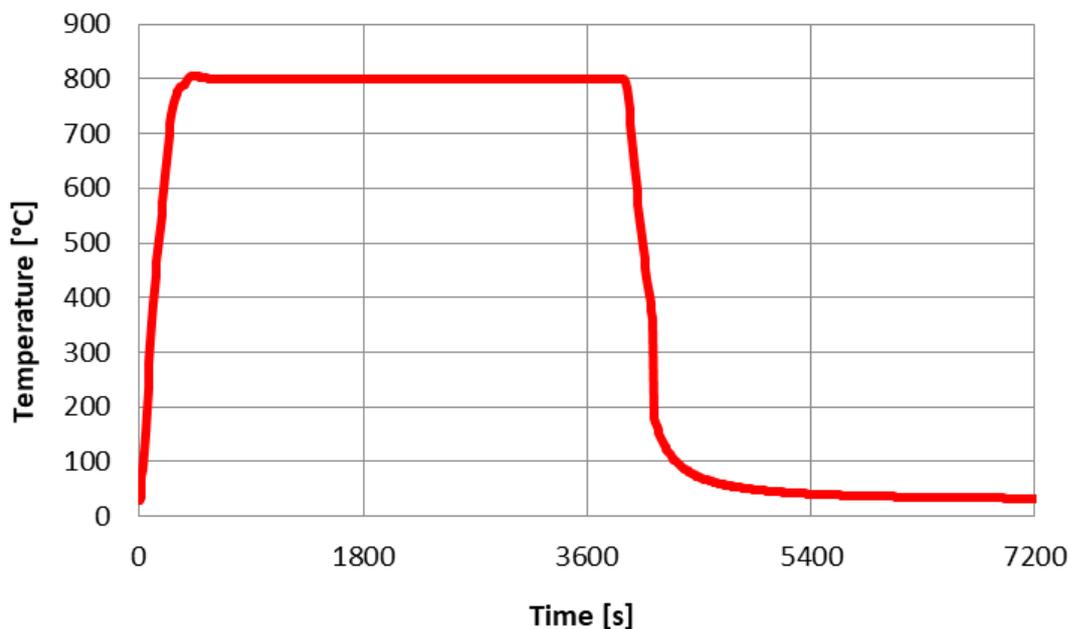


Abb. 7.6 Verlauf des 60-Minuten-Brandes über 800 °C in CFAST

Die Durchwärmung des Referenzfasses einschließlich der Abkühlphase ist in Abb. 7.7 dargestellt. Der Volumenanteil < 80 °C beträgt zu Beginn und nach über 13 h Abkühlung 100 %. Der Anteil zwischen 200 °C und 300 °C nimmt zwischendurch mehr als 80 % des Fassinventars ein (rotbraun dargestellt). Gegen Ende der Erwärmungsphase (1:05 h) sind ca. 18 % des Fassinventars auf zwischen 700 °C bis 800 °C erwärmt (eisblau dargestellt). Der Anteil fällt aber schnell wieder zugunsten des Anteils zwischen 600 °C und 700 °C (rot) ab.

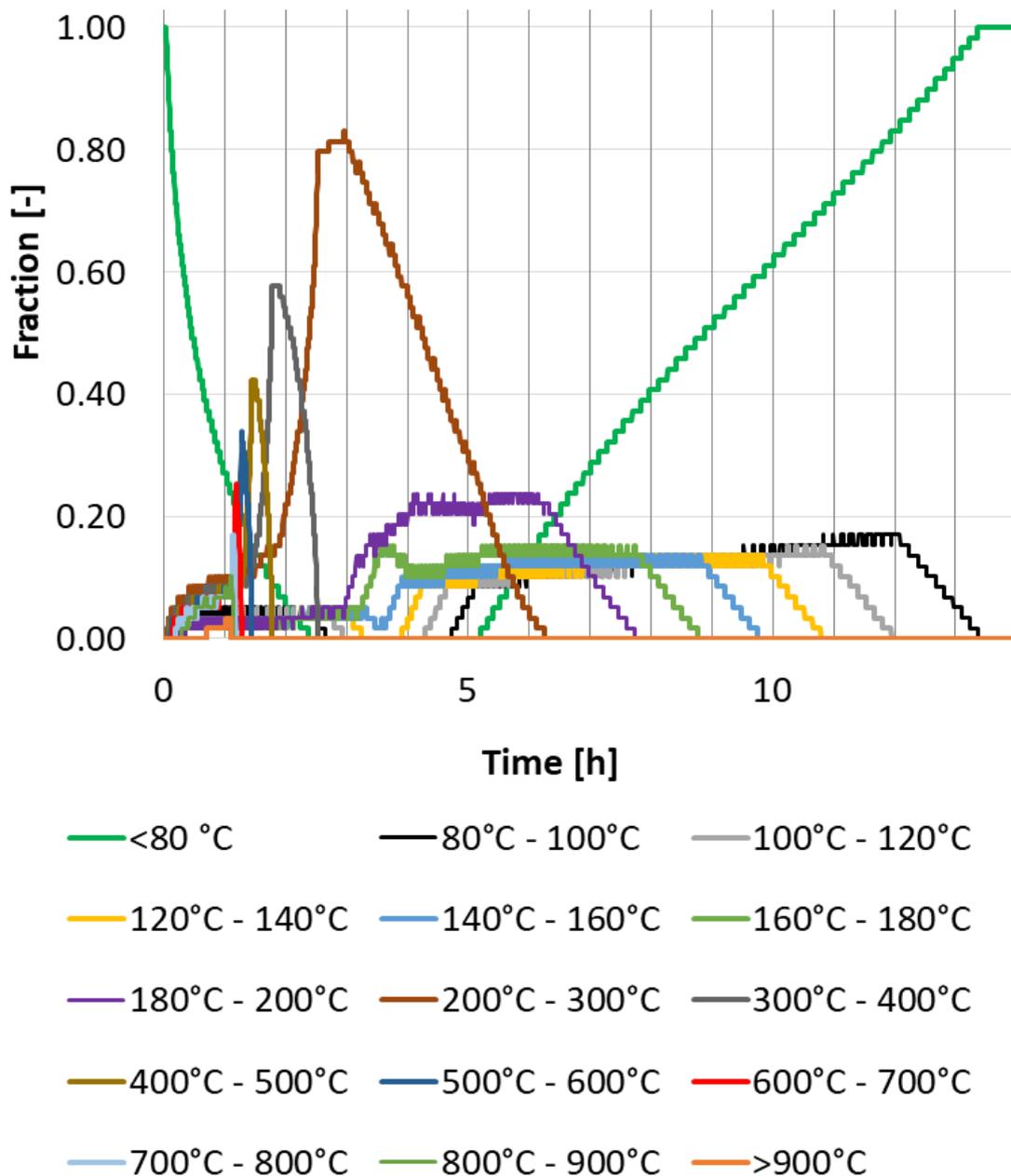


Abb. 7.7 Verlauf der Volumenanteile bestimmter Temperaturintervalle im Referenzfass beim Brand bei 800 °C über 60 min

Die resultierende Freisetzung wird in Abb. 7.8 dargestellt. Für das Referenzelement Sn, das besonders bei hohen Temperaturen freigesetzt wird, wird nach ca. 2 h kein signifikanter Anteil mehr freigesetzt. Für das Referenzelement Sr steigt die Kurve kontinuierlicher. Nach Abkühlung beträgt der Freisetzungsanteil rechnerisch für Sn $0,039$ und für Sr $6,5 \cdot 10^{-4}$.

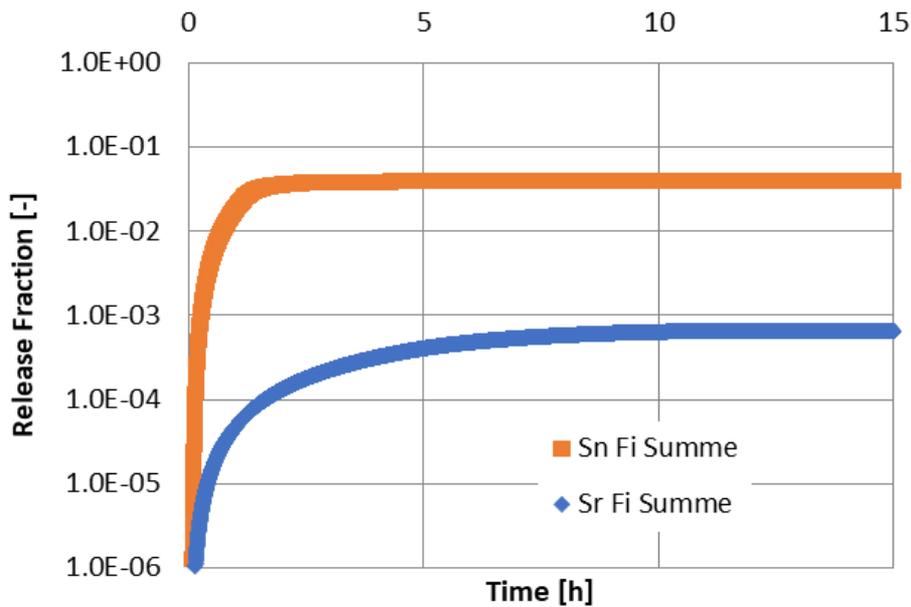


Abb. 7.8 Zeitabhängige Entwicklung des Freisetzunganteils der beiden Referenzelemente beim Brand bei 800 °C über 60 min

Zum Vergleich wird für den Brand über 30 min die Durchwärmung des Referenzfasses in Abb. 7.9 dargestellt. Der Anteil zwischen 200 °C und 300 °C nimmt zwischendurch bis zu 56 % des Fassinventars ein. Gegen Ende der Erwärmungsphase sind 10 % des Fassinventars auf zwischen 700 °C bis 800 °C erwärmt.

Die resultierende Freisetzung wird in Abb. 7.10 dargestellt. Nach Abkühlung beträgt der Freisetzunganteil rechnerisch für das Referenzelement Sn 0,014 (35 % des Teils des 60-Minuten-Brandes) und für das Referenzelement Sr $5,0 \cdot 10^{-4}$ (78 %). Die geringe Temperaturabhängigkeit des Freisetzungsverhaltens von Sr führt zu den geringeren Unterschieden der Freisetzungsteile.

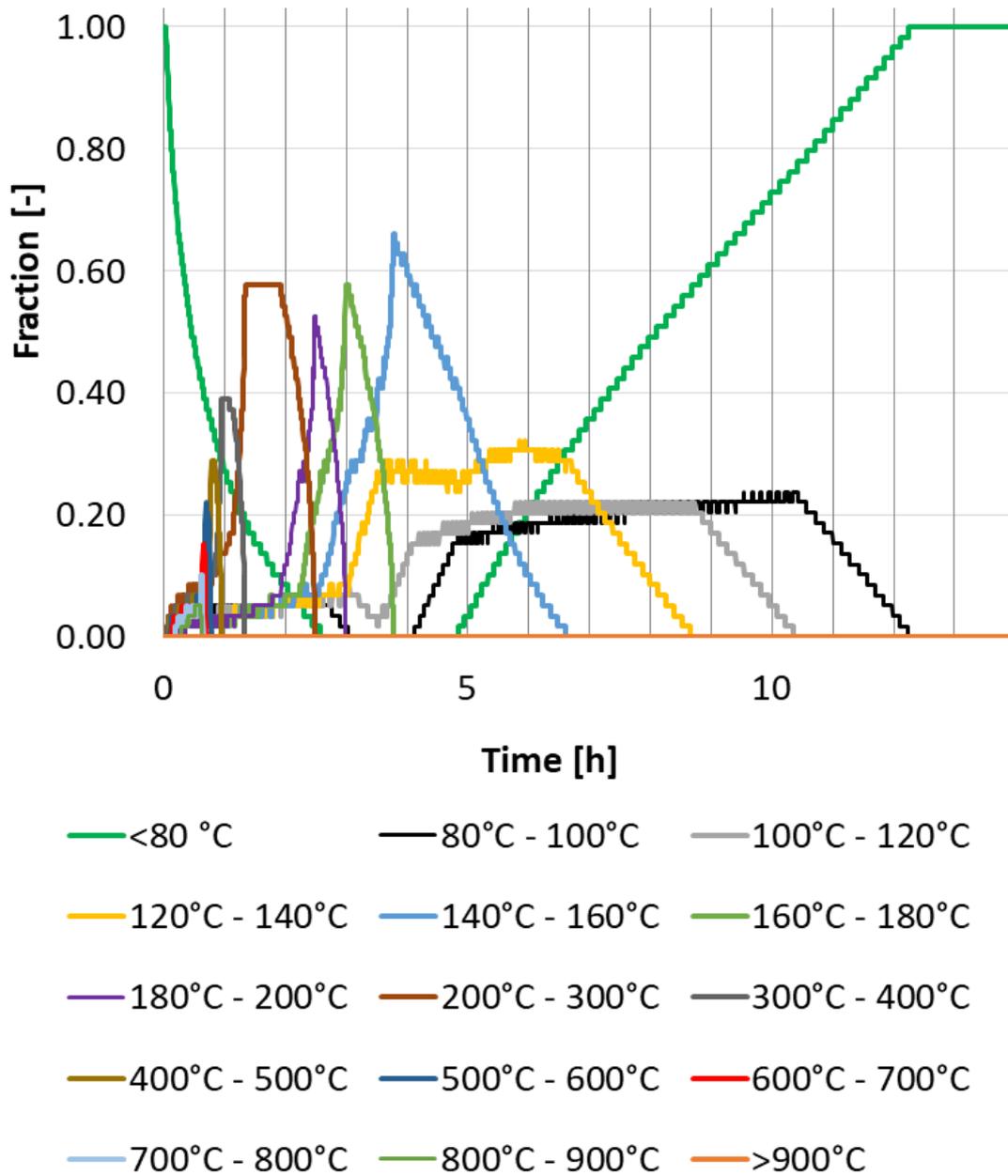


Abb. 7.9 Verlauf der Volumenanteile bestimmter Temperaturintervalle im Referenzfass beim Brand bei 800 °C über 30 min

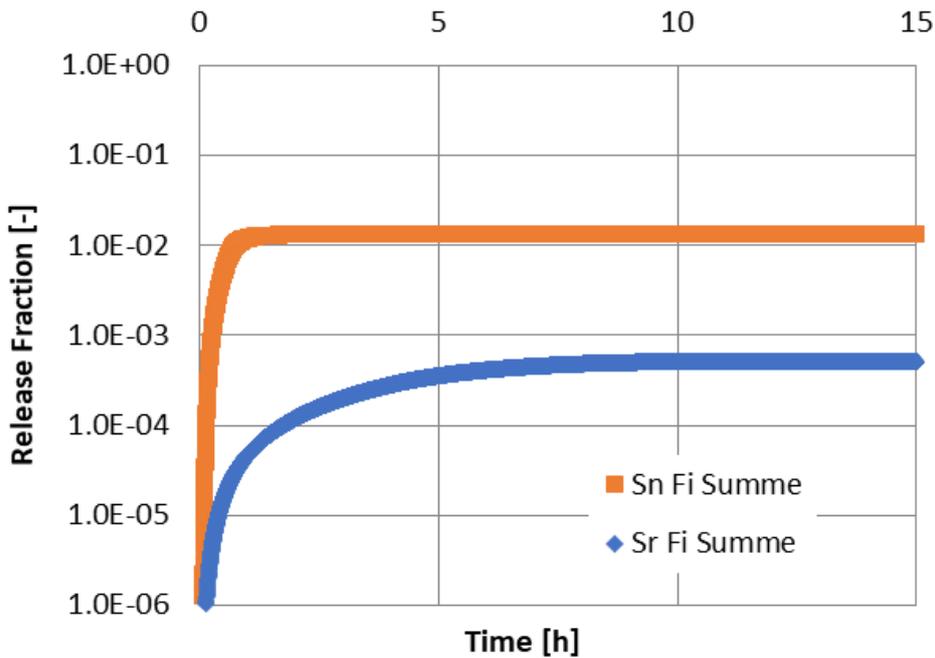


Abb. 7.10 Zeitabhängige Entwicklung des Freisetzunganteils der beiden Referenzelemente beim Brand bei 800 °C über 30 min

7.3.3 Ergebnisse für Naturbrände

Im Unterschied zu vorgegebenen Temperatur-Zeit-Verläufen, die als Bemessungsverläufe für verschiedene Anwendungsfälle verwendet werden (vgl. Abschnitt 7.1), werden mit Naturbränden spezifische, von den konkreten Randbedingungen abhängige Brandverläufe bezeichnet. Dabei wird typischerweise der Verlauf der Wärmefreisetzungsrate im Brandraum festgelegt (vgl. Abb. 7.11), woraus dann mittels Brandsimulation der Temperaturverlauf im Brandraum bestimmt wird.

Gemäß /VFD 20/ und /DIN 15/ wird der Bemessungsbrand in drei Phasen unterteilt. In der ersten Phase zwischen Brandbeginn und dem Zeitpunkt t_1 wird die Brandausbreitungsphase angenommen, die üblicherweise mit einem quadratischen Anstieg der Wärmefreisetzungsrate (HRR, Heat Release Rate) dargestellt wird. Für die vorgenommenen Brandsimulationen wurde davon ausgegangen, dass die HRR quadratisch so steigt, dass nach 150 s eine HRR = 1056 kW durchlaufen wird. Dieser Verlauf entspricht einer „schnellen“ Brandentwicklungsgeschwindigkeit und damit der dritthöchsten von vier international vereinbarten Kategorien /VFD 20/. Die HRR steigt weiter bis zum Erreichen der Vollbrandphase.

Die Vollbrandphase zwischen t_1 und t_2 wird erreicht, wenn entweder das vorhandene Brandgut vollständig von Flammen erfasst ist (brandlastgesteuerter Brand) oder die Verbrennung im Brandraum durch die zur Verfügung stehende Luftzufuhr begrenzt wird. Für Brände in Räumen von Kontrollbereichen von Kernkraftwerken ist letzteres in der Regel der Fall, da der Luftaustausch relativ gering ist. Im Modell erfolgt die Luftzufuhr durch eine 2 m hohe Tür variabler Breite (vgl. Abb. 7.5), an deren Abmessungen die HRR im ventilationsgesteuerten Fall gekoppelt ist /FOR 17/ über

$$\dot{Q}_{vg} = X_{O_2} * E_L * \dot{m}_L = X_{O_2} * E_L * 0,52 * A_v \sqrt{w_v} = 1,331 * A_v \sqrt{w_v} \quad \text{in [MW]} \quad 7.5$$

mit:

X_{O_2} : empirischer Ausnutzungsfaktor für den vorhandenen Sauerstoff im Vollbrand, 0,85

E_L : durchschnittliche Wärmefreisetzung pro eingenetztem Kilogramm Luft bei Verbrennung von organischer Brandlast, 3010 kJ/kg_L

\dot{m}_L : Luftzufuhr durch eine vertikale Öffnung nach außen im Vollbrand als Funktion des Ventilationsfaktors $A_v \sqrt{w_v}$ gemäß /DRY 98/

Wenn 70 % der Brandlast aufgezehrt sind, geht der Brand zum Zeitpunkt t_2 in die Abklingphase über, innerhalb derer eine lineare Abnahme der HRR bis zum Zeitpunkt t_3 stattfindet.

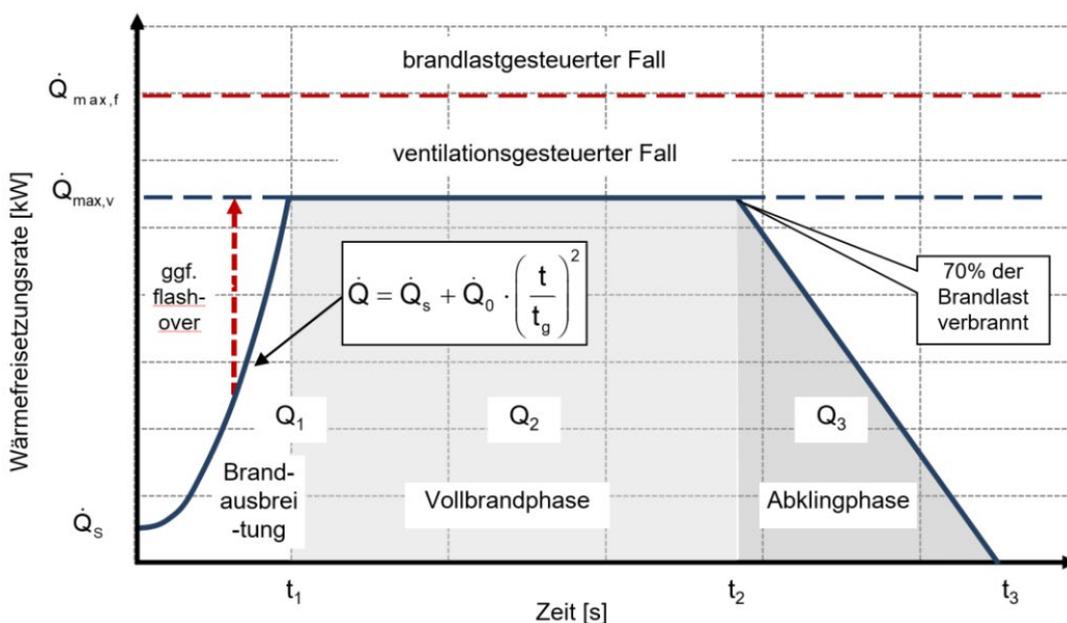


Abb. 7.11 Verlauf der Wärmefreisetzungsrates beim Bemessungsbrand /VFD 20/

Die möglichen Verläufe von Bemessungsbränden in Räumen von Kernkraftwerken hängen von der vorhandenen Brandlast, oft als Brandlastdichte (Brandlast bezogen auf die Grundfläche A) dargestellt, und der Breite der Tür zum Raum ab. Typische Zahlenwerte und Annahmen hierzu wurden bereits in den Arbeiten /HOS 96/, /FOR 16/ zur Entwicklung des Anhangs A der KTA 2101.2 /KTA 15a/ ermittelt und veröffentlicht.

Um eine möglichst große Bandbreite möglicher Brände in Kernkraftwerksräumen abzudecken, wurden Brandsimulationen mit Parametervariationen durchgeführt, bei denen die Brandlastdichte q von 90 MJ/m^2 (25 kWh/m^2) bis 720 MJ/m^2 (200 kWh/m^2) variiert wurde (vgl. Abb. 5.2). Dabei wurde auch berücksichtigt, dass Abfallgebinde nicht in der Nähe sehr hoher Brandlasten gelagert werden.

Als weiterer Parameter wurde die Breite w_v der Tür von $0,375 \text{ m}$ (Tür nicht richtig verschlossen, Raumleckagen) bis $3,0 \text{ m}$ (breite Tür steht auf) variiert, so dass Öffnungsflächen A_v von $0,75 \text{ m}^2$ bis $6,00 \text{ m}^2$ resultieren. Bezogen auf die Grundfläche des Brandraums von $A = 150 \text{ m}^2$ bedeutet dies eine bezogene Gesamtöffnungsfläche von $A_v/A = 0,5 \%$ bis $4,0 \%$ (vgl. Abb. 5.3).

Mit den dargestellten Parametern wurden 20 Brandsimulationen durchgeführt (siehe Tab. 7.3), für die jeweils die Durchwärmung des Referenzfasses simuliert wurde. Aus den Ergebnissen wurden die Freisetzungsverläufe für die beiden Referenzelemente bestimmt. Die Tabelle stellt die bezogene Gesamtöffnungsfläche von A_v/A , die Brandlastdichte q , die Breite der Türöffnung w_v , die stationäre Wärmefreisetzungsrates \dot{Q}_{vg} , und die drei charakteristischen Zeitpunkte des Brandverlaufs t_1 , t_2 & t_3 (siehe Abb. 7.11) als Eingabedaten dar. Als ein Maß für die Schwere der Brandlastdichte wird ebenfalls der Grundwert der äquivalenten Branddauer $t_{a,0}$ sowie die äquivalente Branddauer t_a nach KTA 2101.2 /KTA 15a/ (siehe Abschnitt 5.4.1) angegeben.

Tab. 7.3 Übersicht der durchgeführten Parametervariationen mit Eingangsdaten

Nr.	A_v/A [-]	q [kWh/m ²]	w_v [m]	\dot{Q}_{vg} [MW]	t_1 [s]	t_2 [s]	t_3 [s]	$t_{\bar{a},0}$ [min]	$t_{\bar{a}}$ [min]
1	0,5 %	25	0,375	1,412	174	6810	12547	38	23
2	1,0 %	25	0,750	2,823	246	3511	6379	38	28
3	2,0 %	25	1,500	5,647	347	1905	3339	38	33
4	3,0 %	25	2,250	8,470	425	1399	2355	38	33
5	4,0 %	25	3,000	11,294	491	1164	1881	38	33
6	0,5 %	50	0,375	1,412	174	13503	24979	61	37
7	1,0 %	50	0,750	2,823	246	6858	12595	61	45
8	2,0 %	50	1,500	5,647	347	3578	6447	61	53
9	3,0 %	50	2,250	8,470	425	2515	4427	61	53
10	4,0 %	50	3,000	11,294	491	2001	3435	61	53
11	0,5 %	100	0,375	1,412	174	26891	49842	95	58
12	1,0 %	100	0,750	2,823	246	13551	25027	95	70
13	2,0 %	100	1,500	5,647	347	6925	12663	95	82
14	3,0 %	100	2,250	8,470	425	4746	8571	95	83
15	4,0 %	100	3,000	11,294	491	3674	6543	95	83
16	0,5 %	200	0,375	1,412	174	53667	99568	147	90
17	1,0 %	200	0,750	2,823	246	26939	49890	147	109
18	2,0 %	200	1,500	5,647	347	13619	25094	147	127
19	3,0 %	200	2,250	8,470	425	9209	16859	147	128
20	4,0 %	200	3,000	11,294	491	7021	12759	147	128

Beispielhaft für die Brandsimulationen ist in Abb. 7.12 der Verlauf der Wärmefreisetzungsrates und der resultierende Verlauf der Temperatur im Brandraum für die Simulation Nr. 14 dargestellt. Die stationäre Phase des Brands dauert nur ca. 1,2 h und nach ca. 2,4 h ist der Brand bereits verloschen. Die Temperatur im Brandraum erreicht ihr Maximum von 700 °C zum Zeitpunkt t_2 am Ende der stationären Brandphase. Durch das Auskühlen der Betonwände beträgt die Temperatur aber noch nach 12 h knapp über 100 °C.

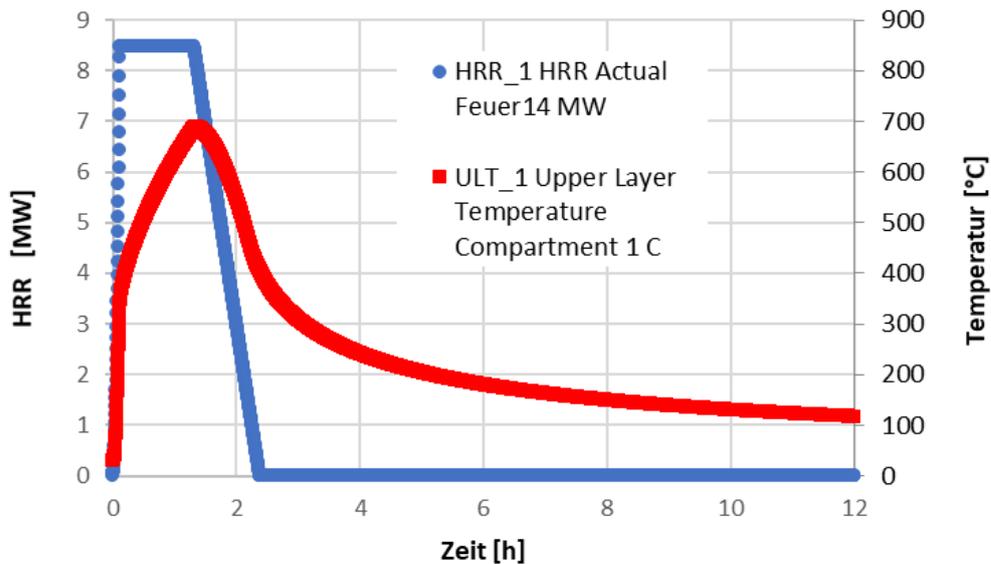


Abb. 7.12 Verlauf der Wärmefreisetzungsrate und des resultierenden Temperaturverlaufs beim Brand Nr. 14

In Abb. 7.13 ist der Verlauf der Temperatur im Fassinneren dargestellt. Durch Wärmestrahlungseffekte erreichen bis zu 8 % des Fassvolumens Temperaturen von über 700 °C. Erst nach fast 24 h ist das Fassinventar vollständig auf unter 80 °C heruntergekühlt.

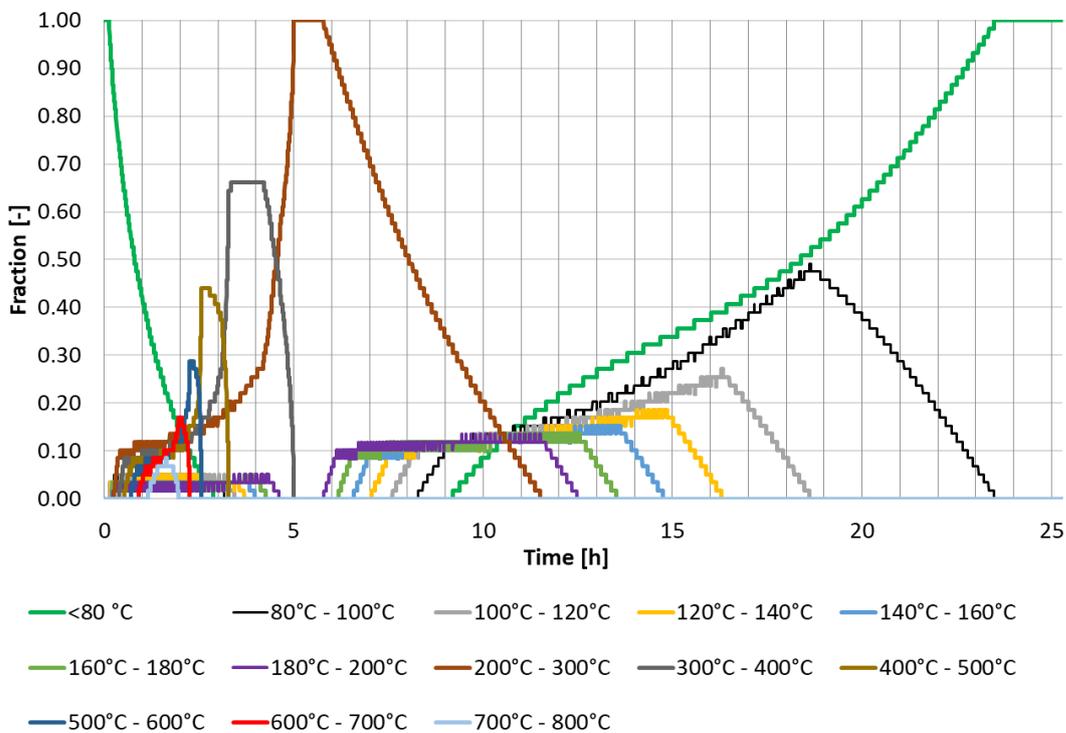


Abb. 7.13 Verlauf der Volumenanteile bestimmter Temperaturintervalle im Referenzfass beim Brand Nr. 14

Der resultierende Verlauf der Freisetzungsteile der beiden Referenzelemente ist in Abb. 7.14 dargestellt. Aufgrund der langen Phase der erhöhten Temperatur im Fass finden lange Freisetzung aus dem Fass heraus statt. Nach Abkühlung beträgt der Freisetzungsteil rechnerisch für Sn 0,06 und für Sr $1,1 \cdot 10^{-3}$.

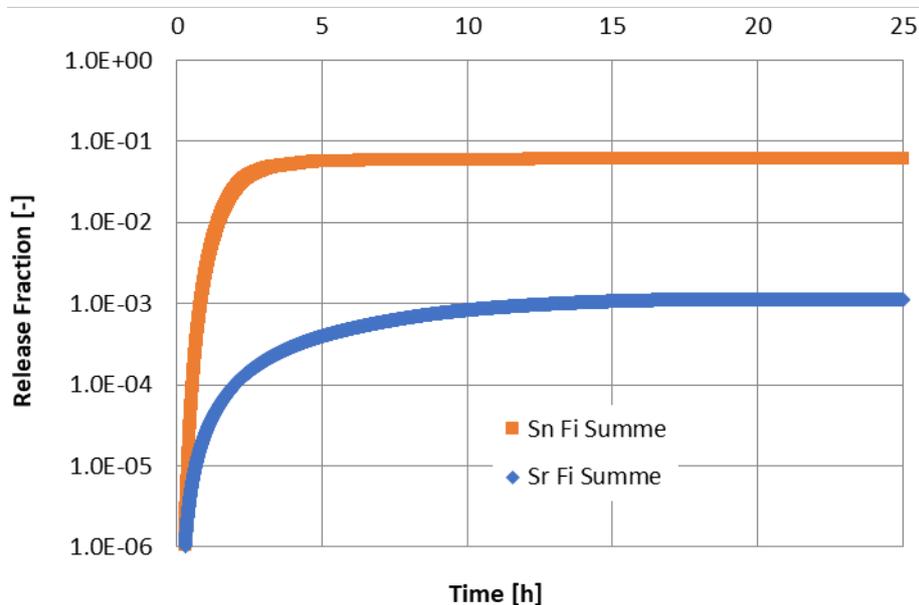


Abb. 7.14 Zeitabhängige Entwicklung des Freisetzungsteils der beiden Referenzelemente beim Brand Nr. 14

In Tab. 7.4 sind die Ergebnisse der durchgeführten Parametervariationen einschließlich der Simulationen der 30- bzw. 60-Minuten-Freibrände dargestellt. Die wichtigsten Eingabeparameter wie die bezogene Gesamtöffnungsfläche von A_V/A , die Brandlastdichte q und die stationäre Wärmefreisetzungsrate \dot{Q}_{vg} werden einschließlich der äquivalenten Branddauer $t_{\bar{a}}$ nach KTA 2101.2 wiedergegeben. Für die Freibrände lassen sich diese Parameter nicht angeben. Als Vergleichswert zur äquivalenten Branddauer des vereinfachten Verfahrens der KTA 2101.2 wurde die äquivalente Branddauer in Anlehnung an den Fachbericht des Normungsausschusses zum Teil 4 zur DIN 18230 berechnet /DIN 15a/, /FOR 17a/. Beim 60-Minuten-Freibrand entspricht $t_{\bar{a},T4}$ genau 60 min; beim 30-Minuten-Freibrand aufgrund des schnellen Temperaturanstiegs 43 min. In allen Fällen ist $t_{\bar{a},T4}$ kleiner als $t_{\bar{a}}$, das Bemessungsverfahren der KTA 2101.2 für diese Fälle also konservativ. In der Tabelle sind ebenfalls Ergebnisse der exemplarischen Freisetzungsteile bei schwächerer (Sr) und stärkerer (Sn) Temperaturabhängigkeit angegeben. Die Anteile aus dem 30/60-Minuten-Brand liegen im Vergleich zu den Raumbränden für Sr eher im unteren Bereich und für Sn im mittleren Bereich (vgl. Abb. 7.15 und Abb. 7.16).

Tab. 7.4 Übersicht der durchgeführten Parametervariationen mit Ergebnissen

Nr.	A_v/A [-]	q [kWh/m ²]	\dot{Q}_{vg} [MW]	$t_{\dot{a}}$ [min]	$t_{\dot{a},T4}$ [min]	Sr [-]	Sn [-]
30					43	5,08E-4	1,35E-2
60					60	6,53E-4	3,92E-2
1	0,5 %	25	1,412	23	18	3,08E-4	4,49E-5
2	1,0 %	25	2,823	28	20	3,88E-4	1,77E-4
3	2,0 %	25	5,647	33	20	2,14E-4	1,39E-4
4	3,0 %	25	8,470	33	20	1,62E-4	1,69E-4
5	4,0 %	25	11,294	33	20	1,29E-4	1,71E-4
6	0,5 %	50	1,412	37	25	1,24E-3	3,41E-3
7	1,0 %	50	2,823	45	28	1,02E-3	5,07E-3
8	2,0 %	50	5,647	53	30	8,41E-4	5,21E-3
9	3,0 %	50	8,470	53	31	7,45E-4	5,09E-3
10	4,0 %	50	11,294	53	31	6,78E-4	4,80E-3
11	0,5 %	100	1,412	58	36	2,35E-3	5,05E-2
12	1,0 %	100	2,823	70	42	2,03E-3	7,48E-2
13	2,0 %	100	5,647	82	48	1,31E-3	6,87E-2
14	3,0 %	100	8,470	83	52	1,13E-3	6,00E-2
15	4,0 %	100	11,294	83	54	1,04E-3	5,20E-2
16	0,5 %	200	1,412	90	52	2,78E-3	3,73E-1
17	1,0 %	200	2,823	109	68	2,72E-3	5,05E-1
18	2,0 %	200	5,647	127	88	2,44E-3	4,27E-1
19	3,0 %	200	8,470	128	101	2,07E-3	3,17E-1
20	4,0 %	200	11,294	128	110	1,33E-3	2,54E-1

Aus den Abb. 7.15 und Abb. 7.16 ist zu erkennen, dass die umgebende Brandlastdichte einen großen Einfluss auf das Freisetzungsverhalten hat. Während die Brandlastdichte mit $q = 25 \text{ kWh/m}^2$ bis 200 kWh/m^2 um Faktor 8 steigt, steigt der Freisetzungsanteil für die beiden Referenzelemente um ca. eine Größenordnung bei schwacher Temperaturabhängigkeit (Sr) und um drei bis vier Größenordnungen bei starker Temperaturabhängigkeit (Sn).

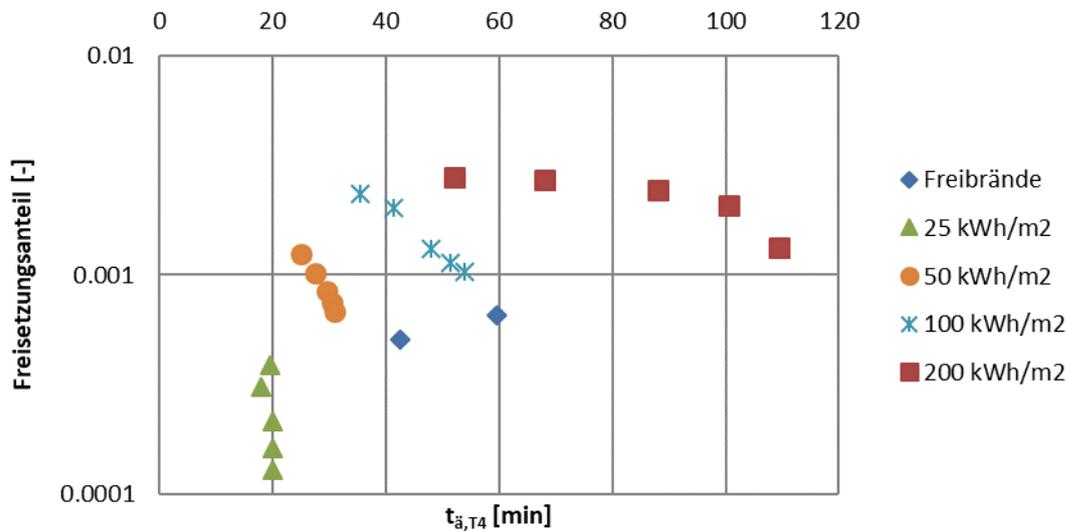


Abb. 7.15 Berechneter Freisetzungsanteil für das schwächer temperaturabhängige Element in Abhängigkeit der berechneten äquivalenten Branddauer

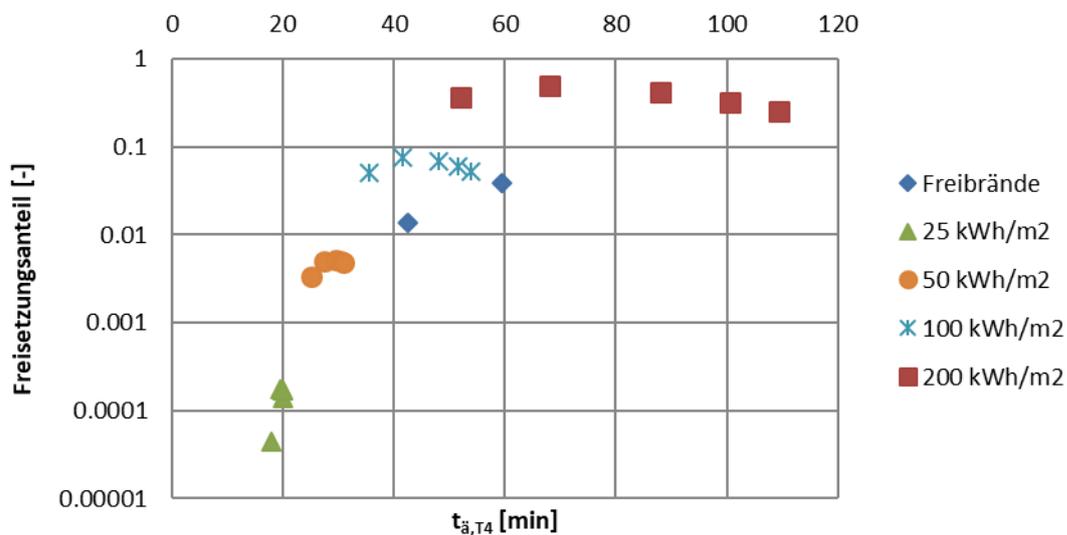


Abb. 7.16 Berechneter Freisetzungsanteil für das stärker temperaturabhängige Element in Abhängigkeit der berechneten äquivalenten Branddauer

Die Abhängigkeit von der stationären Wärmefreisetzungsrate \dot{Q}_{vg} wird in Abb. 7.17 und Abb. 7.18 betrachtet. Da die stationäre Wärmefreisetzungsrate proportional zur Öffnungsfläche A_v ist (vgl. Tab. 7.4) und die Ergebnisse als relativ unabhängig von der Raumfläche A betrachtet werden können (vgl. /HOS 96/) wird das Ergebnis an Stelle von \dot{Q}_{vg} über das Öffnungsflächenverhältnis A_v/A aufgetragen.

Der Freisetzungsteil variiert für die beiden Referenzelemente (bei gleichbleibender Brandlastdichte q) immer nur deutlich weniger als eine Größenordnung, während in den Parameterstudien das Öffnungsflächenverhältnis A_v/A (die stationäre Wärmefreisetzungsrate \dot{Q}_{vg}) um den Faktor 8 variiert.

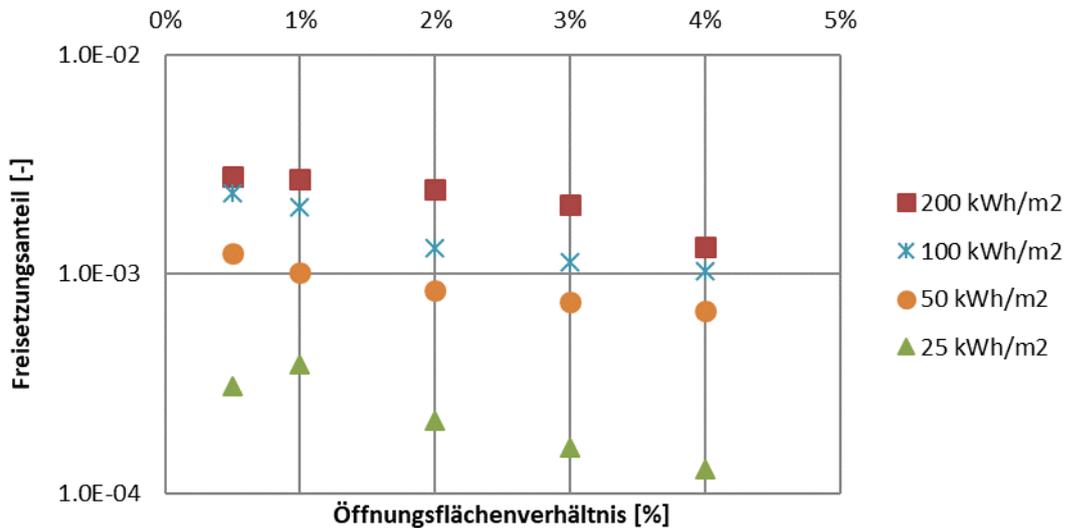


Abb. 7.17 Berechneter Freisetzungsteil für das schwächer temperaturabhängige Element in Abhängigkeit des Öffnungsflächenverhältnisses (der stationären Wärmefreisetzungsrate)

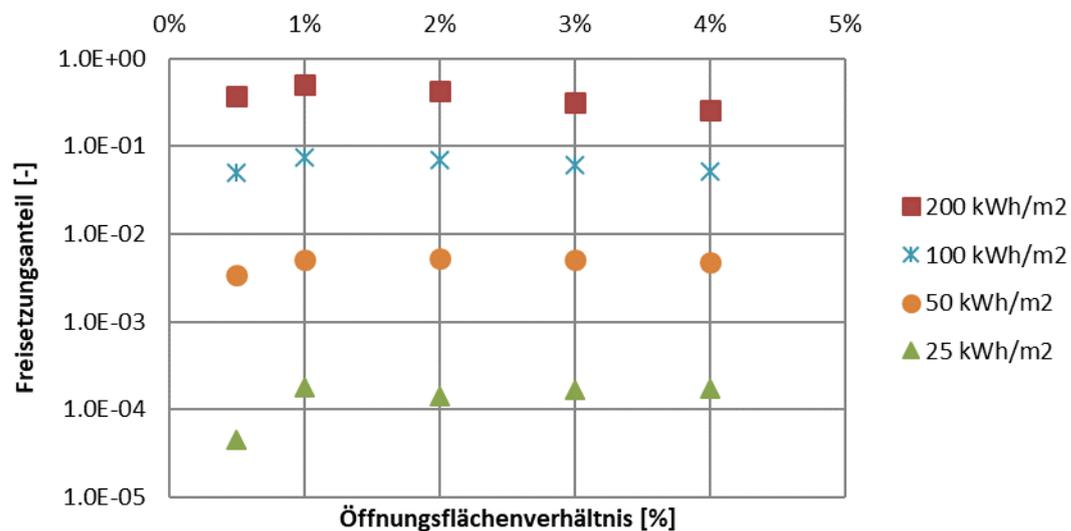


Abb. 7.18 Berechneter Freisetzungsteil für das stärker temperaturabhängige Element in Abhängigkeit des Öffnungsflächenverhältnisses (der stationären Wärmefreisetzungsrate)

Die Abhängigkeit von der Brandlastdichte q wird in Abb. 7.19 und Abb. 7.20 betrachtet. Simulationen mit gleicher stationären Wärmefreisetzungsrate (als Maß das Öffnungsflächenverhältnis A_w/A) sind zusammengefasst. Der Freisetzungsteil variiert für die beiden Referenzelemente bei der um den Faktor 8 steigenden Brandlastdichte q um ca. eine Größenordnung für das schwächer temperaturabhängige Element (siehe Abb. 7.19) und um vier Größenordnungen für das stärker temperaturabhängige Element (siehe Abb. 7.20).

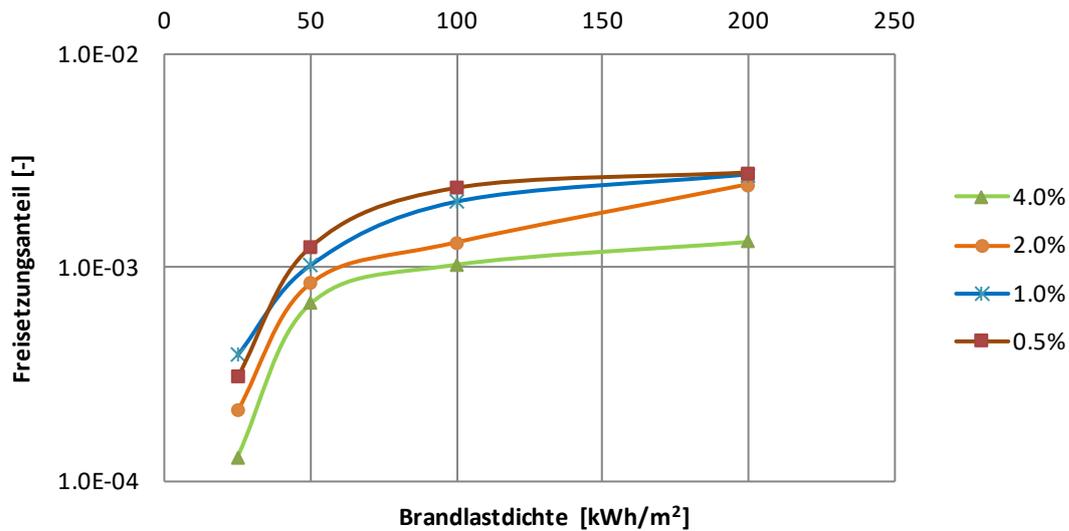


Abb. 7.19 Berechneter Freisetzungsteil für das schwächer temperaturabhängige Element in Abhängigkeit der Brandlastdichte

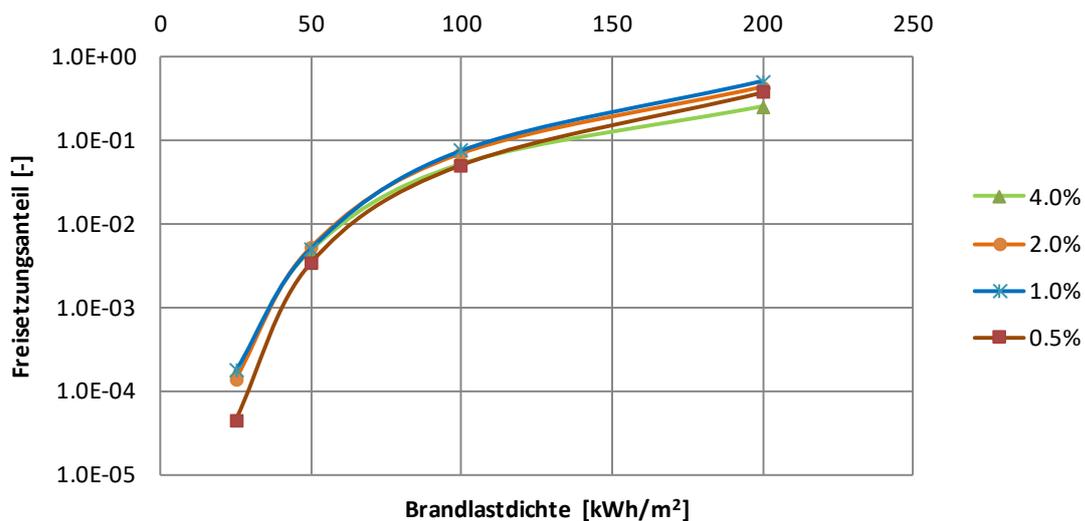


Abb. 7.20 Berechneter Freisetzungsteil für das stärker temperaturabhängige Element in Abhängigkeit der Brandlastdichte

Zusammenfassend lässt sich für die Lagerung von Abfallgebinden am Beispiel der 200-l-Fässer ableiten, dass die durchschnittliche umgebende Brandlastdichte im Raum den größten, überproportionalen Einfluss auf die mögliche Freisetzung im Brandfall hat. Die stationäre Wärmefreisetzungsrate bzw. die Faktoren, die darauf Einfluss haben wie das Öffnungsflächenverhältnis, wirken sich dagegen unterproportional aus.

Für die in früheren Arbeiten wie der Transportstudie Konrad (TSK) /GRS 91/ verwendeten Auslegungsbrände von 30/60 min über 800 °C lässt sich kein direkter Zusammenhang zu den Raumbrandparametern wie Öffnungsflächenverhältnis, stationäre Wärmefreisetzungsrate und Brandlastdichte herstellen, da es sich dabei um Freibrände handelt. Die Korrelation mit der simulierten äquivalenten Branddauer $t_{a,T4}$ (vgl. Abb. 7.15 und Abb. 7.16) kann für eine erste Abschätzung verwendet werden.

7.4 Anwendungsbeispiel: Brand in einer LKW-Schleuse

Da von einigen Betreibern Brände innerhalb der LKW-Schleuse als Auslegungsereignis betrachtet wurden (siehe Abschnitt 6.2), ohne dass speziell auf die Auswirkungen eines Naturbrandverlaufs eingegangen wurde, soll das an dieser Stelle exemplarisch durchgeführt werden.

Es wird von einer LKW-Schleuse der Fläche $A = 70 \text{ m}^2$ und Höhe $H = 4 \text{ m}$ ausgegangen, in der zwischengelagerte 200 l Fässer von einem LKW abgeholt werden. Der LKW gerät dabei in Brand, so dass 100 l Kraftstoff und Öle mit einem effektiven Heizwert von 2800 MJ und zwei Reifen mit einem effektiven Heizwert von zusammen 3900 MJ verbrennen. Insgesamt verbrennen 6700 MJ Brandlasten, so dass die effektive Brandlastdichte im Raum $q = 95,7 \text{ MJ/m}^2 = 26,6 \text{ kWh/m}^2$ beträgt.

Bezüglich der Ventilation der LKW-Schleuse werden drei Szenarien unterschieden:

- Die Schleuse wird nur über die Lüftungsanlage mit vier Luftwechseln ventiliert.
- Die Schleuse wird nur über eine Innentür zum Hilfsanlagengebäude ventiliert.
- Die Schleuse wird nur über die Außentür ins Freie ventiliert.

7.4.1 Fall 1: Die Schleuse wird nur über die Lüftungsanlage mit vier Luftwechsell ventiliert

Dieses Szenario kann ein Ausfall des Lüftungsabschlusses im Brandfall bedeuten oder ein Weiterlaufen der Lüftung, um den Feuerwehreinsatz zu erleichtern. Bei einem Rauminhalt von 280 m^3 entsprechen 4 LW/h einen Zuluftvolumenstrom von $1120 \text{ m}^3/\text{h}$, was in Anlehnung an KTA 2101.2, Gl. (A 3-4) /KTA 15a/ einer effektiven äquivalenten Öffnungsfläche aus Zwangsventilation von $A_{V,eff,Z} = 0,51 \text{ m}^2$ entspricht. Das Öffnungsflächenverhältnis wird damit zu $A_{V,eff,Z} / A = 0,73 \%$.

Aus diesen Parametern lässt sich mit Hilfe der Korrelationen in den Abbildungen im Abschnitt 7.3.3 für das schwächer temperaturabhängige Referenznuclid für die gegebenen Randbedingungen ein Freisetzunganteil von ca. $3,6 \text{ E-}4$ abschätzen. Für das stärker temperaturabhängige Referenznuclid lässt sich für die gegebenen Randbedingungen ein Freisetzunganteil von ca. $1,3 \text{ E-}4$ abschätzen.

Die freigesetzten Nuklide werden in diesem Fall teilweise durch Abscheidungen in der LKW-Schleuse sowie insbesondere durch Rückhaltung in der Filteranlage reduziert, d. h. Faktor $LPF \ll 1$ (siehe Abschnitt 6.1).

7.4.2 Fall 2: Die Schleuse wird nur über eine Innentür zum Hilfsanlagengebäude ventiliert

Falls versehentlich oder im Zuge der Brandbekämpfungsmaßnahmen eine Innentür von $A_v = 2 \text{ m}^2$ aufsteht, beträgt $A_v/A = 2,9 \%$, so dass gegenüber Fall 1 die stationäre Wärmefreisetzungsrate erhöht wird und insbesondere für die kleine Brandlastdichte die Branddauer deutlich zurück geht. Mit Hilfe von Abschnitt 7.3.3 lässt sich für das schwächer temperaturabhängige Referenznuclid nun ein Freisetzunganteil von ca. $1,8 \text{ E-}4$ abschätzen. Für das stärker temperaturabhängige Referenznuclid lässt sich ein Freisetzunganteil von ca. $1,7 \text{ E-}4$ abschätzen.

Die freigesetzten Nuklide werden in diesem Fall teilweise durch Abscheidungen in der LKW-Schleuse sowie insbesondere durch Rückhaltung in der Filteranlage reduziert. Bereiche des Hilfsanlagengebäudes werden allerdings kontaminiert, da der Nuklidtransport nicht über die Lüftungsanlage, sondern durch das Gebäude stattfindet.

7.4.3 Fall 3: Die Schleuse wird nur über die Außentür ins Freie ventiliert

Falls die Außentür der Schleuse fast vollständig mit einer Fläche von z. B. $A_v = 9 \text{ m}^2$ ($w_v = 3 \text{ m}$, $h_v = 3 \text{ m}$) offen steht, ergibt sich ein Öffnungsflächenverhältnis von $A_{v,eff}/A = 12,7 \%$. Dieser große Zuluftflächenanteil liegt deutlich außerhalb der im Abschnitt 7.3 betrachteten Berechnungen bzw. der für die Veröffentlichung /HOS 96/ vorgefundenen kernkraftwerkstypischen Randbedingungen. Hier muss eine Einzelbeurteilung gemacht werden.

Gemäß Gleichung 7.5 beträgt die maximale HRR im ventilationsgesteuertem Fall 20,74 MW. Selbst bei einem „schnellen“ Anstieg der HRR wäre der Wert nicht erreichbar, da zuvor bereits bei einer HRR von 14,64 MW 70 % der Brandlast aufgebraucht ist und der Brand in eine Abklingphase übergeht (siehe Abb. 7.11). Der simulierte Verlauf der HRR und die resultierende Heißgastemperatur in der LKW-Schleuse ist in Abb. 7.21 dargestellt. Die Maximaltemperatur beträgt 583 °C.

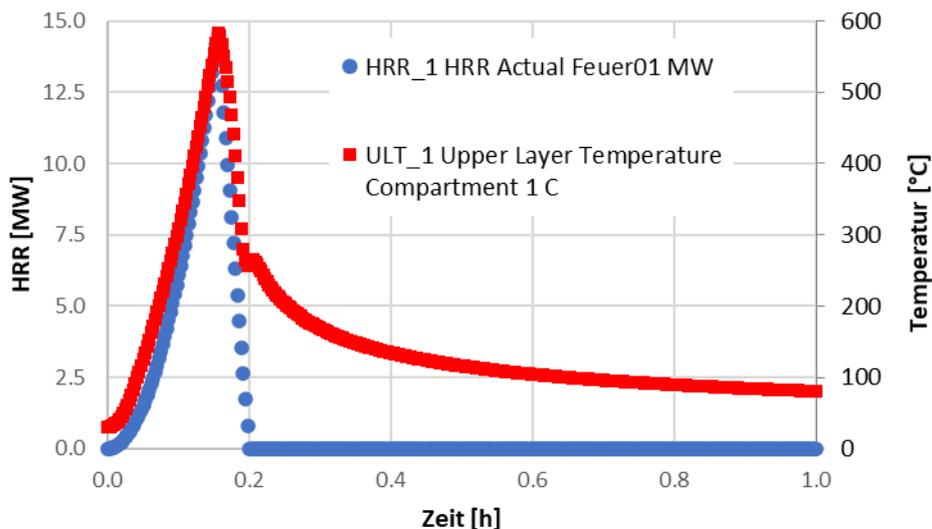


Abb. 7.21 Verlauf der Wärmefreisetzungsrate und des resultierenden Temperaturverlaufs beim Brand eines LKW bei geöffneter Schleusentür

Aus der kurzen Branddauer resultiert auch nur eine geringe Durchwärmung des Abfallinventars (siehe Abb. 7.22), bei der nach 1,5 h das Inventar schon wieder vollständig unterhalb von 80 °C abgekühlt ist. Entsprechend der Abb. 7.23 berechnet sich für das schwächer temperaturabhängige Referenznuklid ein Freisetzungsanteil von 1,53 E-5 und für das stärker temperaturabhängige Referenznuklid ein Freisetzungsanteil von ca. 1,29 E-5. Beide Anteile sind im Vergleich zu den vorherigen Fällen reduziert, da die Brandwirkung durch die geöffnete Tür so deutlich reduziert wird.

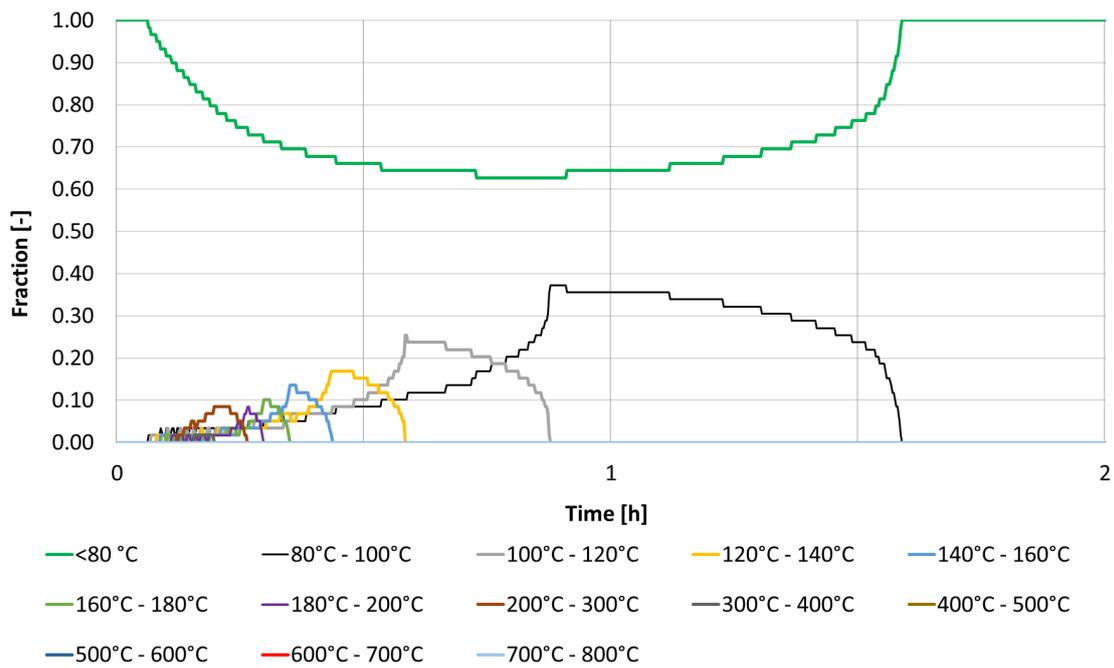


Abb. 7.22 Verlauf der Volumenanteile bestimmter Temperaturintervalle im Referenzfass beim Brand eines LKW bei geöffneter Schleusentür

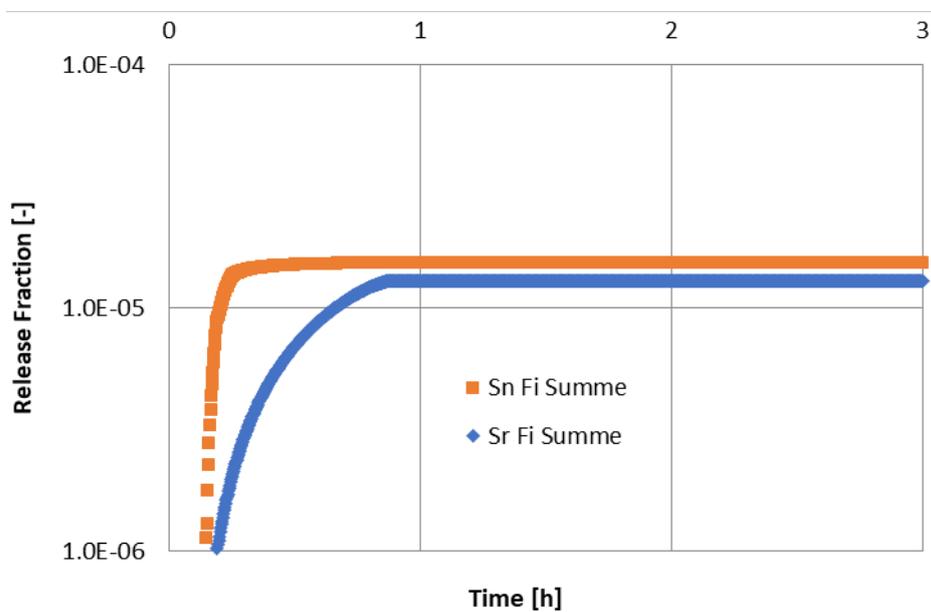


Abb. 7.23 Zeitabhängige Entwicklung des Freisetzunganteils der beiden Referenzelemente beim Brand eines LKW bei geöffneter Schleusentür

Nachteilig gegenüber den zuvor betrachteten Szenarien wirkt sich allerdings aus, dass vom Rückhaltefaktor des Gebäudes bzw. der Filteranlage kein Kredit mehr genommen werden kann, d. h. Faktor $LPF = 1$.

7.4.4 Gegenüberstellung der drei Fälle

In der Tab. 7.5 sind die Ergebnisse vergleichend dargestellt. Durch die besonders hohe Ventilation im Fall 3 sind die Freisetzungsteile gegenüber den Fällen 1 und 2 um mehr als eine Größenordnung reduziert. Es ist aber ein um deutlich mehr als eine Größenordnung höherer Leakpath Factor zu erwarten, so dass insgesamt mit einer höheren Freisetzung nach draußen zu rechnen ist. Da zudem der Quellort auf Bodenebene liegt und nicht der Kaminhöhe entspricht, werden die Einwirkungen am kritischen Aufpunkt bzw. in Anlagennähe viel höher sein.

Tab. 7.5 Gegenüberstellung der Freisetzungparameter der drei Fälle beim Brand in der LKW-Schleuse

Fall	F_i, schwächer temperaturabhängiges Element	F_i, stärker temperaturabhängiges Element	LPF
1	3,6 E-4	1,3 E-4	<< 1
2	1,8 E-4	1,7 E-4	<< 1
3	1,53 E-5	1,29 E-5	1

8 **Fazit**

Gegenüber einem im Betrieb befindlichen Kernkraftwerk ist grundsätzlich festzustellen, dass anlageninterne Brände nicht mehr oder nur sehr eingeschränkt durch Schäden am Sicherheitssystem die kerntechnischen Schutzziele wie Kontrolle der Reaktivität und Kühlung der Brennelemente gefährden können. Der Einschluss radioaktiver Stoffe, dessen Aktivität im Vergleich zu in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken deutlich reduziert ist, kann durch anlageninterne Brände allerdings durchaus gefährdet sein (vgl. Kapitel 3). Letzteres Schutzziel ist insbesondere betroffen, da im Zuge von Stilllegungs- und Rückbauarbeiten vermehrt radioaktive Stoffe anlagenintern gehandhabt werden müssen und dadurch besondere Brandrisiken entstehen.

Zu spezifischen Brandentstehungsrisiken im Zuge von Rückbauarbeiten zählt das Trocknen von radioaktiven Abfällen, in dessen Zusammenhang es schon zu drei gemeldeten Entstehungsbränden gekommen ist. Hierbei trat in keinem Fall eine signifikante Freisetzung von Radioaktivität oder ein offener Flammenbrand auf. Bezüglich des Brandentstehungsrisikos sind Trocknungsanlagen, in denen der Sauerstoffpartialdruck deutlich reduziert wird, gegenüber offenen Systemen im Vorteil. Inwieweit Risiken aus Selbsterwärmungsprozessen durch Redoxreaktionen eine Rolle spielen können, wurde in diesem Vorhaben nicht untersucht (vgl. Abschnitt 4.1).

Klassische Zündquellen wie Heißenarbeiten sind ebenfalls vermehrt bei Anlagen im Rückbau aufgetreten, allerdings konnte für die betrachteten Referenzanlagen Personal vor Ort die Entstehungsbrände bisher immer frühzeitig bekämpfen. Da diese Ereignisse nicht meldepflichtig sind, kann zum Auftreten und zum Trend von Entstehungsbränden keine quantitative Aussage getroffen werden (vgl. Abschnitt 4.2).

Neben der Brandentstehung wird das Brandrisiko durch die Verfügbarkeit von Brandschutzeinrichtungen beeinflusst. Da der Ausfall dieser Einrichtungen grundsätzlich weiterhin meldepflichtig ist, konnten die gemeldeten Ereignisse auf Besonderheiten ausgewertet werden (vgl. Abschnitt 4.3). Im Ergebnis kann die technische Verfügbarkeit von Brandschutzeinrichtungen weiterhin als gut eingeschätzt werden. Hinweise auf eine punktuell nachlassende Sicherheitskultur ergeben sich aus Ereignissen, bei denen Brandschutztüren in Offenstellung fixiert waren. Bei diesen Ereignissen wurde aber keine tatsächliche sicherheitstechnische Bedeutung festgestellt.

Neben den (ungewollt) aufgetretenen Ereignissen mit Relevanz für den Brandschutz wurden die sukzessiv stattfindenden Änderungen am Brandschutzkonzept betrachtet und bzgl. der Auswirkungen auf die einzuhaltenden Schutzziele ausgewertet (vgl. Kapitel 5). Da in der Nachbetriebsphase für die Schutzziele *Kontrolle der Radioaktivität* und *Kühlung der Brennelemente* im Wesentlichen kein Einsatz aktiver Systeme erforderlich ist (Karenzzeiten für die Beckenkühlung sind deutlich verlängert), ist vor allem das Schutzziel *Einschluss der radioaktiven Stoffe* zu betrachten, wobei hier nach der Entfernung des Kernbrennstoffs brandbedingt insbesondere die Freisetzung aus Abfallgebinden auftreten kann. Für das Schutzziel der Sicherheit des Personals im Brandfall (vgl. Abschnitt 5.3) wurde beispielhaft das technische Regelwerk betrachtet und es wurden kernkraftwerkstypische Abweichungen der Rettungsweggestaltung diskutiert. Eine genauere Betrachtung kann nur anlagenspezifisch erfolgen.

Das vereinfachte Nachweisverfahren der KTA 2101.2 kann zum Nachweis der Einhaltung der Schutzziele durch die nachgewiesene brandschutztechnische Trennung dienen. Da dieses Verfahren sowohl die thermischen Brandeffekte als auch Einflüsse der brandschutztechnischen Infrastruktur auf die Feuerwiderstanddauer berücksichtigt, lassen sich Änderungen am Brandschutzkonzept darüber auf relativer Basis quantifizieren (vgl. Absatz 5.4). Eine Neufestlegung der Sicherheitsbeiwerte aufgrund aktualisierter Wahrscheinlichkeiten λ_1 , p_2 und p_3 des Sicherheitskonzepts oder eine Berücksichtigung der Randbedingungen des Nachbetriebs erfolgte nicht.

Falls eine brandschutztechnische Trennung zwischen anlageninternem Brand und einem Abfallgebinde nicht gegeben ist, kann es zu brandbedingten Freisetzungen kommen. Der brandbedingte Quellterm aus einem Gebäude wird grundsätzlich über die Festlegung verschiedener Einflussfaktoren bestimmt (vgl. Abschnitt 6.1). Die veröffentlichten Betreiberunterlagen zu den brandbedingten Ereignisanalysen erhalten aber im Wesentlichen keine Berechnungsschritte oder Zwischenergebnisse. Ebenso berücksichtigen sie keine spezifischen Brand- bzw. Temperaturverläufe (vgl. Abschnitt 6.2). Einzelne Parameter wie das Rückhaltevermögen von Gebäuden (Faktor *ARF*) verdienen durchaus noch eine genauere Betrachtung, allerdings sind hierzu Informationen zur Führung der Lüftung im Brandfall sowie der Vergleich mit geeigneten experimentellen Daten notwendig.

Gegenüber dem bisher verwendeten 30/60-Minuten-Brand mit 800 °C Brandtemperatur verändern sich unter Naturbrandbedingungen in kernkraftwerkstypischen Räumen die Temperaturverläufe und insbesondere kann sich die thermische Expositionsdauer von

Abfallgebinden verlängern, wenn Löschmaßnahmen nicht erfolgreich sind (vgl. Kapitel 7). Die Auswirkungen auf die Freisetzungsteile wurden mit der von Boetsch und Gründler veröffentlichten Methode exemplarisch untersucht. Die Zahlenwerte der Veröffentlichungen konnten nicht direkt nachvollzogen werden, da in den Veröffentlichungen Unstimmigkeiten vorlagen, die auch nach Rückfrage mit den Autoren bislang nicht geklärt wurden. Das nun entwickelte MS-EXCEL-basierte Auswertesheet ermöglicht aber auch die quantitative Bestimmung der Freisetzungsteile aus beliebigen Brand- bzw. resultierenden Temperaturverläufen, falls abgesicherte stoffspezifische Konstanten in Anlehnung an die Augustsche Formel vorliegen (vgl. Abschnitt 7.2).

Die Parameterstudien zeigen, dass die Brandlastdichte im Lagerraum der Abfallbehälter auch ohne direkte Beflammung einen großen Einfluss auf die Freisetzungsteile hat. Eine hohe maximale Wärmefreisetzung führt bei gegebener Brandlast zu einer kürzeren Branddauer und wirkt sich deshalb weniger deutlich auf die zu bestimmenden Freisetzungsteile aus. Ein Bezug zu den 30/60-Minuten-Bränden mit 800 °C ist aber nur eingeschränkt möglich, da es sich dabei nicht um Raumbrände, sondern um Freibrände handelt (vgl. Abschnitt 7.3.3).

Die Ergebnisse der Parameterstudien eignen sich auch dazu, für spezifische Brandszenarien in kernkraftwerkstypischen Räumen die Freisetzungsteile durch Interpolation abzuschätzen (vgl. Abschnitt 7.4). Bei relativ großen Öffnungsflächenanteilen ist nicht sicher, ob sich ein ventilationsgesteuerter Brand einstellt, so dass unterschiedliche Brand- und resultierende Temperaturverläufe vorstellbar sind, die gesondert betrachtet werden müssen.

Literaturverzeichnis

- /ARG 16/ ARGE Stilllegung: Kraftwerk Biblis Block A – Gutachten zum Antrag auf Stilllegung und Abbau nach § 7 Abs. 3 AtG (A022/12), Juni 2016.
- /ASR 17/ Technische Regeln für Arbeitsstätten (ASR A 2.3): Fluchtwege und Notausgänge, Flucht und Rettungsplan, Ausgabe August 2008, zuletzt geändert 2017.
- /AtS 18/ AtSMV, Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung vom 14. Oktober 1992 (BGBl. I S. 1766), zuletzt geändert durch Artikel 18 der Verordnung vom 29. November 2018 (BGBl. I S. 2034).
- /BAB 14/ Babrauskas, V.: Ignition Handbook, Fire Science Publishers/Society of Fire Protection Engineers (SFPE), Issaquah, WA, USA, 2014.
- /BAR 00/ Barlow, S. V., Turner, G. E., White, I. F.: Nirex Research on the Performance of Packaged Wasteforms under Fire Conditions 1988-1999. Nirex, Nirex Report, N/020, November 2000.
- /BAR 03/ Barlow, S. V., Turner, G. E., Fry, C. J., White, I. F.: Modelling of unshielded ILW packages under fire conditions. Hrsg.: UK Nirex Ltd, Nirex Report, N/073, 47 S., March 2003.
- /BMU 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMU): Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, Bekanntmachung vom 3. März 2015, BAnz AT 30.02.2015 B2.
- /BMU 15a/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMU): Erläuterungen zu dem Meldeverfahren und den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse gemäß Anlage 1 der AtSMV (Stand: 09/2015).
- /BMU 16/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMU): Leitfaden zur Stilllegung, zum sicheren Einschluss und zum Abbau von Anlagen oder Anlagenteilen nach § 7 des Atomgesetzes, vom 23. Juni 2016 (BAnz AT 19.07.2016 B7).

- /BOE 04/ Boetsch, W. U., Gründler, D., Thiel, J.: Release of Radioactivity in Fire Accidents. In: Waste Management Symposium (Hrsg.): Online Proceedings of the Waste Management Symposium 2004, HLW, LLW, mixed, hazardous wastes and environmental restoration - working towards a cleaner environment. Waste Management 2004 Symposium, Tucson, AZ, February 29 - March 4, 2004.
- /BOE 05/ Boetsch, W. U., Gründler, D., Thiel, J.: Thermal Behavior of Radwaste - Experimental Studies. In: Waste Management Symposium (Hrsg.): Online Proceedings of the Waste Management Symposium 2005, Global Accomplishments in Environmental and Radioactive Waste Management: Cost Effectiveness, Risk Reduction and Technology Implementation. 2005 Waste Management Symposium, Tucson, AZ, February 27 - March 3, 2005.
- /BOE 06/ Boetsch, W. U., Gründler, D., Thiel, J.: Identification of release rates as a consequence of thermal impact on Radwaste - Experimental Studies. In: Waste Management Symposium (Hrsg.): Online Proceedings of the Waste Management Symposium 2006, Global Accomplishments in Environmental and Radioactive Waste Management: Education and Opportunity for the Next Generation of Waste Management Professionals. 2006 Waste Management Symposium, Tucson, AZ, February 26 - March 2, 2006.
- /BOE 20/ Boetsch, W. U.: Persönliche Kommunikation, Herbst 2020.
- /BUB 79/ Bub, H.: Gesamtkonzept des Entwurfs DIN 18230 – Baulicher Brandschutz im Industriebau. In: Baulicher Brandschutz – Bemessung im Industriebau. Beiträge zum 1. Brandschutz-Seminar des Instituts für Bautechnik – IfBt, Berlin, 1. Auflage, März 1979.
- /DIN 87/ DIN V 18230-1: Baulicher Brandschutz im Industriebau - Rechnerisch erforderliche Feuerwiderstandsdauer, Vornorm, Ausgabe September 1987.
- /DIN 98/ DIN 18230-1: Baulicher Brandschutz im Industriebau - Rechnerisch erforderliche Feuerwiderstandsdauer, Ausgabe Mai 1998.

- /DIN 10/ DIN EN 1991-1-2: Eurocode 1: Einwirkungen auf Tragwerke - Teil 1-2: Allgemeine Einwirkungen - Brandeinwirkungen auf Tragwerke, 2010-12.
- /DIN 13/ DIN 254232: Aufbewahrung und Lagerung radioaktiver Stoffe - Anforderungen an Aufbewahrungseinrichtungen und deren Aufstellungsräume zum Strahlen-, Brand- und Diebstahlschutz, 2013-06.
- /DIN 15/ DIN EN 1991-1-2/NA: Nationaler Anhang – National festgelegte Parameter – Eurocode 1: Einwirkungen auf Tragwerke – Teil 1 - 2: Allgemeine Einwirkungen – Brandeinwirkungen auf Tragwerke.
- /DIN 15a/ DIN SPEC 18230, Baulicher Brandschutz im Industriebau - Teil 4: Brandsimulation (2015-09).
- /DOE 06/ U.S. Department of Energy: Accident Analysis for Aircraft Crash into Hazardous Facilities. DOE-HDBK-3014-2006, U.S. Department of Energy, Washington. D.C. 20585, October 1996, Reaffirmation May 2006.
- /DRY 98/ Drysdale, D.: An Introduction to Fire Dynamics, 2nd Edition, Wiley & Sons, Chichester, 1998.
- /FIS 20/ Fischer, G.: Brandschutz im Rückbau – aus der Perspektive des Gutachters. Vortrag und Foliensatz zum GRS Behördenseminar Brandschutz an Kernkraftwerksstandorten, Köln, 28./29. Januar 2020.
- /FOR 16/ Forell, B.: Neufestlegung des Faktors f_{Av} zur Berücksichtigung von Ventilationseinflüssen im vereinfachten Nachweisverfahren nach Anhang A der KTA 2101.2 (12/2000) und Anwendungsbeispiele. Ressortforschungsberichte zur kerntechnischen Sicherheit und zum Strahlenschutz, BfS–RESFOR-117/16, Salzgitter, Dezember 2016.
- /FOR 16a/ Forell, B.; Einarsson, S.: Ergänzung und Aktualisierung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Brandschutzeinrichtungen in deutschen Leichtwasserreaktoren, Stand: Mai 2014, Ressortforschungsberichte zur kerntechnischen Sicherheit und zum Strahlenschutz, 119/16, Hrsg.: BfS/BMUB, Dezember 2016.

- /FOR 17/ Forell, B.; Park, J.; Birn, T.: Bedeutung der Sauerstoffausnutzung bei Vollbränden. In: Zehfuß, J. (Hrsg.): 4th Symposium Structural Fire Engineering – TU Braunschweig 12. September 2017, elektronische Veröffentlichung, Beitrag 6. Braunschweig: Institut für Baustoffe, Massivbau und Brandschutz.
- /FOR 17a/ Forell, B.: Anwendungsmöglichkeiten des Zonenmodells CFAST 7 im Vergleich zur Bemessung nach DIN 18230 und DIN 18232. 5. Magdeburger Brand- und Explosionsschutztag, 23./24. März 2017, Magdeburg.
- /FRY 10/ Fry, C. J.: Release Fractions from Waste Packages Exposed to Fire, Prepared for NDA. Serco, SERCO/TCS/6663/01 Issue 1, 39 S., November 2010.
- /GKN 14/ EnBW Kernkraft GmbH: Stilllegung und Abbau von Anlagenteilen des Kernkraftwerks Neckarwestheim Block I (GKN I), Sicherheitsbericht, November 2014.
- /GRÜ 87/ Gründler, D.: Systemanalyse Konrad, Teil 3, Bestimmung störfallbedingter Aktivitätsfreisetzung, Auftragsnummer 41372. Hrsg.: Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-1389, 138 S., November 1987.
- /GRÜ 20/ Gründler, D.: persönliche Kommunikation, Herbst 2020.
- /GRS 90/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke Phase B. Köln, Verlag TÜV Rheinland, 1990.
- /GRS 90a/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Entwicklung und Verifizierung von Modellen zur Zuverlässigkeitsbewertung von Sicherheitseinrichtungen. Ermittlung der Zuverlässigkeit von Brandschutzeinrichtungen. Berichtsentwurf im Auftrag des BMFT, Köln, Oktober 1990.
- /GRS 91/ Lange, F., Gründler, D., Schwarz, G.: Transportstudie Konrad: Sicherheitsanalyse des Transports radioaktive Abfälle zum Endlager Konrad. GRS-84, 164 S., ISBN 3-923875-34-7, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Juli 1991.

- /GRS 91a/ Schwarz, G., Fett, H.-J., Lange, F., Philipps, F., Nitsche, F., Gründler, D., Philip, G.: Transportstudie Konrad: Sicherheitsanalyse des Transports radioaktiver Abfälle zum Endlager Konrad, (Ergänzungsband), Auftragsnummer 84 845. Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-1755/II, 299 S., Juni 1991.
- /GRS 94/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Weiterleitungsnachricht zu meldepflichtigen Ereignissen in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland (WLN 1994/01A-D) - Funktionsstörung in der Mechanik der Schmelzlotauslösung von Brandschutzklappen im KXX und KYY (Titel anonymisiert), 1994 und folgende.
- /GRS 13/ Brücher, W., Büttner, U., Eich, P., Martens, R., Richter, C., Schrödl, E., Sentuc, F.-N., Thielen, H.: Vertiefung und Ergänzung ausgewählter Aspekte der Abfalltransportrisikoanalyse für die Standortregion der Schachtanlage Konrad, Abschlussbericht zum Vorhaben 3607R02600 Arbeitspaket 1 Teilaufgaben 11-14. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3684, 162 S.: Köln, Februar 2013.
- /GRS 17/ Richter, C., Forell, B., Sentuc, F.: Überprüfung des unfallbedingten Freisetzungsverhaltens bei der Beförderung radioaktiver Stoffe. Abschlussbericht zum Vorhaben 3614R03343, Arbeitspaket 3, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS 492, Köln, Oktober 2017.
- /HOS 90/ Hosser, D., R. Dobbernack, T. Heins.: Weiterentwicklung eines vereinfachten Nachweisverfahrens für die Bauteilauslegung im Rahmen der Erarbeitung der Regel KTA 2101.2, Bericht im Unterauftrag der GRS zum BMU-Vorhaben SR 463 A1.2, iBMB, TU Braunschweig, Braunschweig, August 1990.
- /HOS 96/ Hosser, D., G. Blume, W. Siegfried, J. Will: Untersuchungen zur Regelfähigkeit von brandschutztechnischen Nachweisen im Rahmen von KTA 2101.2, Abschlussbericht im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit im Rahmen des Vorhabens SR 2063, iBMB, TU Braunschweig, Braunschweig, Februar 1996.

- /IAE 04/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Safety Considerations in the Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Facilities. IAEA Safety Reports Series, No. 36, Vienna, 2004.
- /IND 19/ Fachkommission Bauaufsicht der Bauministerkonferenz: Muster-Richtlinie über den baulichen Brandschutz im Industriebau (Muster-Industriebau-Richtlinie - MIndBauRL), Stand Mail 2019.
- /ISO 02/ International Organization for Standardization: Fire-resistance tests - Elements of building construction. ISO 834: Genf, 2002-10.
- /ISO 19/ International Organization for Standardization: Method for the justification of fire partitioning in water cooled nuclear power plants (NPP). ISO 18195: Genf, 2019-03 (corrected version).
- /KAL 20/ Kallinich, J.: Brandschutz bei Nachbetrieb und Rückbau – aus der Perspektive des Gutachters. Vortrag und Foliensatz zum GRS Behördenseminar Brandschutz an Kernkraftwerksstandorten, Köln, 28./29. Januar 2020.
- /KEL 14/ Kelleter, J.: Detection of fires in silos, in: Proceedings of AUBE 2014 Conference, Duisburg, Germany, 2014.
- /KEL 19/ Kelleter, J.: persönliche Kommunikation, September 2019.
- /KIM 12/ Kimpel, S. et al.: Bestimmung der Selbstentzündungstemperatur von Schüttgütern – Einfach handhabbarer Weg für die Praxis, Technische Sicherheit (2), pp. 27-33, 2012.
- /KKB 15/ Vattenvall Europe Nuclear Energy: Stilllegung und Abbau Kernkraftwerk Brunsbüttel, Sicherheitsbericht Revision 2, Februar 2015.
- /KKG 16/ EON Kernkraft GmbH: Kernkraftwerk Grafenrheinfeld Stilllegung und Abbau - Sicherheitsbericht, Mai 2016.
- /KKK 18/ Vattenvall Europe Nuclear Energy: Stilllegung und Abbau Kernkraftwerk Krümmel, Sicherheitsbericht, Mai 2018.

- /KKI 14/ EON Kernkraft GmbH: Sicherheitsbericht für Restbetrieb und Abbau des Kernkraftwerkes Isar 1, Februar 2014.
- /KKP 14/ EnBW Kernkraft GmbH: Stilllegung und Abbau von Anlagenteilen des Kernkraftwerks Philippsburg Block I (KKP I), Sicherheitsbericht, Dezember 2014.
- /KKP 18/ EnBW Kernkraft GmbH: Stilllegung und Abbau von Anlagenteilen des Kernkraftwerks Philippsburg Block 2 (KKP 2), Sicherheitsbericht, Januar 2018.
- /KKU 15/ Kernkraftwerk Unterweser: Sicherheitsbericht Stilllegung und Abbau des Kernkraftwerkes Unterweser (KKU) und Betrieb des Lagers für radioaktive Abfälle Unterweser (LUnA), Juni 2015.
- /KLE 20/ Klein, M.: Brandschutz bei Nachbetrieb und Rückbau – aus der Perspektive des Genehmigungsinhabers. Vortrag und Foliensatz zum GRS Behördenseminar Brandschutz an Kernkraftwerksstandorten, Köln, 28./29. Januar 2020.
- /KRA 09/ Krause, U. (Hrsg.): Fires in Silos - Hazards, Prevention, and Fire Fighting, Wiley-VCH, Weinheim, Germany, 2009.
- /KTA 00/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 2101.2 Brandschutz in Kernkraftwerken, Teil 2: Brandschutz an baulichen Anlagen, Fassung 12/00; Dezember 2000.
- /KTA 15/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 2101.1 Brandschutz in Kernkraftwerken, Teil 1: Grundsätze des Brandschutzes, Fassung 2015-11, November 2015.
- /KTA 15a/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 2101.2 Brandschutz in Kernkraftwerken, Teil 2: Brandschutz an baulichen Anlagen, Fassung 2015-11, November 2015.
- /KWB 14a/ RWE Power AG, Kraftwerk Biblis: Sicherheitsbericht Stilllegung und Abbau des KWB-A, April 2014.

- /KWB 14b/ RWE Power AG, Kraftwerk Biblis: Sicherheitsbericht Stilllegung und Abbau des KWB-B, April 2014.
- /MBO 19/ Musterbauordnung (MBO), Fassung 11/2002, zuletzt geändert durch Beschluss der Bauministerkonferenz vom 27.09.2019.
- /MEY 18/ Meyrand, R.: IRSN methodology for source term calculation resulting from fire scenarios, in: ONR, Bootle, UK (Hrsg.), Six Country Experts Exchange Meeting on Fire Safety in Nuclear Installations, Merseyside, UK, 5-7 November 2018.
- /NUR 07/ NUREG-1824, EPRI 1011999: Verification and Validation of Selected Fire Models for Nuclear Power Plant Applications Volume 3: Fire Dynamics Tools (FDT_s), May 2007.
- /NUR 07a/ NUREG-1824, EPRI 1011999: Verification and Validation of Selected Fire Models for Nuclear Power Plant Applications Volume 5: Consolidated Fire Growth and Smoke Transport Model (CFAST), May 2007.
- /PEA 20/ Peacock, R.D., K.B. McGrattan, G.P. Forney, P.A. Reneke: CFAST – Consolidated Fire and Smoke Transport (Version 7) Volume 1: Technical Reference Guide. NIST Technical Note 1889v1, CFAST Version 7.5.0, April 2020.
- /RIC 16/ Richter, C.: State of the art atmospheric dispersion modelling: should the Gaussian plume model still be used? Kerntechnik, Bd. 81, Nr. 5, S. 559 - 564, November 2016.
- /SCH 02/ Schmidt, M., et al.: Selbstentzündung von Stäuben und Schüttgütern bei vermindertem Sauerstoffgehalt, Chemie Ingenieur Technik (74), pp. 1735-1737, 2002.
- /SCH 86/ Schneider, U., D. Hosser, U. Max: Nachweisverfahren für den Brandschutz in Kernkraftwerken. Abschlussbericht im Auftrag des Instituts für Bautechnik, Kassel, Oktober 1986.

- /SSK 83/ Strahlenschutzkommission: Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des BMI zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV Empfehlung der Strahlenschutzkommission, veröffentlicht im Banz im Dezember 1983.
- /SSK 03/ Strahlenschutzkommission: Störfallberechnungsgrundlagen zu § 49 StrlSchV Neufassung des Kapitels 4: Berechnung der Strahlenexposition, verabschiedet in der 186. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 11. September 2003.
- /STR 20/ Strack, Chr.; Campo-Arnaíz, V.; Thuma, G.: Untersuchungen zu naturbedingten Einwirkungen von außen während des Nachbetriebs, AP 3: Einwirkungen von außen, GRS 612, GRS Köln, 2020.
- /TUR 00/ Turner, G. E., Johnson, L. H., Miller, E., Webb, K. J., Hall, R., Long, S., White, I. F.: Properties and Performance of Intermediate level Wasteforms at Elevated Temperatures. Nirex Report, N/021, November 2000.
- /VDI 18/ VDI 2263: Staubbrände und Staubexplosionen - Gefahren - Beurteilung – Schutzmaßnahmen, VDI Verein Deutscher Ingenieure e.V., 2018.
- /VFD 20/ Vereinigung zur Förderung des Deutschen Brandschutzes e.V. (vfdb) (Hrsg.): Leitfaden Ingenieurmethoden im Brandschutz. Technischer Bericht vfdb, Zehfuß, TB 04-01, März 2020.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 3.1	Schematischer Verlauf des Gefährdungspotenzials durch Radioaktivität aus einem Kernkraftwerk (/FIS 20/, ergänzt nach /IAE 04/)	8
Abb. 4.1	Prinzipaufbau der Trocknungseinrichtung	12
Abb. 4.2	Verlauf eines Selbstentzündungsprozesses /KRA 09/	17
Abb. 4.3	Abhängigkeit der SET von der Probengröße /KIM 12/	18
Abb. 4.4	Abhängigkeit der SET vom Volumenanteil der Sauerstoffkonzentration (Probenvolumen jeweils 100 cm ³) /SCH 02/	19
Abb. 5.1	Prinzip der Bestimmung der äquivalenten Branddauer $t_{\bar{a}}$	34
Abb. 5.2	Diagramm zur Bestimmung des Grundwerts der äquivalenten Branddauer $t_{\bar{a},0}$ in Abhängigkeit der rechnerischen Brandlastdichte q_R (siehe Bild A 3-2 aus /KTA 15a/)	35
Abb. 5.3	Verlauf des Korrekturfaktors f_{AV} in Abhängigkeit der natürlichen bzw. mechanischen Ventilationsparameter (siehe Bild A 3-3 aus /KTA 15a/)	36
Abb. 5.4	Veranschaulichung der Bestimmung von Sicherheitsbeiwerten /BUB 79/	41
Abb. 5.5	Sicherheitsbeiwerte in Abhängigkeit der zulässigen Versagenswahrscheinlichkeit im Vollbrand	43
Abb. 7.1	Elementspezifische Freisetzungsraten für die Probe von Mischanfällen /BOE 06/	63
Abb. 7.2	Elementspezifische Freisetzungsteile für einen Konrad Typ 1 Container /BOE 06/	65
Abb. 7.3	Freisetzungsnegung von zwei ausgewählten Elementen /BOE 06/	66
Abb. 7.4	Schematischer Temperaturverlauf bei einem Raumbrand /NUR 07/	67
Abb. 7.5	Darstellung des Referenzbrandraums in CFAST/Smokeview	69
Abb. 7.6	Verlauf des 60-Minuten-Brandes über 800 °C in CFAST	70
Abb. 7.7	Verlauf der Volumenanteile bestimmter Temperaturintervalle im Referenzfass beim Brand bei 800 °C über 60 min	71
Abb. 7.8	Zeitabhängige Entwicklung des Freisetzungsteils der beiden Referenzelemente beim Brand bei 800 °C über 60 min	72

Abb. 7.9	Verlauf der Volumenanteile bestimmter Temperaturintervalle im Referenzfass beim Brand bei 800 °C über 30 min	73
Abb. 7.10	Zeitabhängige Entwicklung des Freisetzunganteils der beiden Referenzelemente beim Brand bei 800 °C über 30 min.....	74
Abb. 7.11	Verlauf der Wärmefreisetzungsrate beim Bemessungsbrand /VFD 20/	75
Abb. 7.12	Verlauf der Wärmefreisetzungsrate und des resultierenden Temperaturverlaufs beim Brand Nr. 14	78
Abb. 7.13	Verlauf der Volumenanteile bestimmter Temperaturintervalle im Referenzfass beim Brand Nr. 14	78
Abb. 7.14	Zeitabhängige Entwicklung des Freisetzunganteils der beiden Referenzelemente beim Brand Nr. 14.....	79
Abb. 7.15	Berechneter Freisetzunganteil für das schwächer temperaturabhängige Element in Abhängigkeit der berechneten äquivalenten Branddauer	81
Abb. 7.16	Berechneter Freisetzunganteil für das stärker temperaturabhängige Element in Abhängigkeit der berechneten äquivalenten Branddauer	81
Abb. 7.17	Berechneter Freisetzunganteil für das schwächer temperaturabhängige Element in Abhängigkeit des Öffnungsflächenverhältnisses (der stationären Wärmefreisetzungsrate).....	82
Abb. 7.18	Berechneter Freisetzunganteil für das stärker temperaturabhängige Element in Abhängigkeit des Öffnungsflächenverhältnisses (der stationären Wärmefreisetzungsrate).....	82
Abb. 7.19	Berechneter Freisetzunganteil für das schwächer temperaturabhängige Element in Abhängigkeit der Brandlastdichte	83
Abb. 7.20	Berechneter Freisetzunganteil für das stärker temperaturabhängige Element in Abhängigkeit der Brandlastdichte	83
Abb. 7.21	Verlauf der Wärmefreisetzungsrate und des resultierenden Temperaturverlaufs beim Brand eines LKW bei geöffneter Schleusentür	86
Abb. 7.22	Verlauf der Volumenanteile bestimmter Temperaturintervalle im Referenzfass beim Brand eines LKW bei geöffneter Schleusentür	87

Abb. 7.23 Zeitabhängige Entwicklung des Freisetzunganteils der beiden
Referenzelemente beim Brand eines LKW bei geöffneter
Schleusentür 87

Tabellenverzeichnis

Tab. 4.1	Einsatzzahlen der Werkfeuerwehr an einem Doppelblockstandort.....	23
Tab. 5.1	Sicherheitsbeiwert γ für die Bemessung von baulichen Brandschutzmaßnahmen in Kernkraftwerken (siehe Tabelle A 5-1 aus /KTA 15a/, unverändert aus /KTA 00/)	37
Tab. 5.2	Brandbekämpfungskategorien nach KTA 2101.2, die für die Wirksamkeit der Brandbekämpfung von Bedeutung sind (siehe /KTA 15a/, unverändert aus /KTA 00/)	38
Tab. 5.3	Akzeptierte jährliche Versagenswahrscheinlichkeit von Bauteilen in mehrgeschossigen Gebäuden	39
Tab. 5.4	Angenommene mittlere Ausfallwahrscheinlichkeiten der Brandbekämpfung p_2 und p_3 in Abhängigkeit des Zeitpunkts des Wirksamwerdens /HOS 96/	40
Tab. 7.1	Definition der Abfallgebindegruppen der TSK /GRS 17/	59
Tab. 7.2	Definition der Belastungsklassen in Abhängigkeit von mechanischer und thermischer Belastung der Abfallgebinde /GRS 17/	61
Tab. 7.3	Übersicht der durchgeführten Parametervariationen mit Eingangsdaten	77
Tab. 7.4	Übersicht der durchgeführten Parametervariationen mit Ergebnissen.....	80
Tab. 7.5	Gegenüberstellung der Freisetzungparameter der drei Fälle beim Brand in der LKW-Schleuse	88

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) gGmbH**

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum
Boltzmannstraße 14

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