



STILLEGUNG DES KERNKRAFTWERKS MÜHLEBERG

Störfallbetrachtungen und Notfallschutzmassnahmen

Teilbericht 1 | Version 1.1



Revisionsverzeichnis

Version	Datum	Kapitel	Seite	Beschreibung
1.0	18.12.2015	-	-	Ersterstellung
1.1	10.03.2016	-	-	Anpassung im Rahmen der Vollständigkeitsprüfung des Stilllegungsprojekts nach Artikel 50 KEG
		div.	div.	Präzisierungen und redaktionelle Anpassungen

Vorwort

Das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) produziert seit 1972 sicher, zuverlässig, umweltschonend und wirtschaftlich Strom. Im Oktober 2013 hat die Betreiberin, die BKW Energie AG (BKW), den Grundsatzentscheid getroffen, den Leistungsbetrieb 2019 einzustellen und das KKM endgültig ausser Betrieb zu nehmen. Die für das Stilllegungsverfahren erforderlichen Informationen werden in Art. 45 der Kernenergieverordnung (KEV) beschrieben. Mit dem Hauptbericht "Stilllegungsprojekt" und drei ergänzenden Teilberichten kommt die BKW den rechtlichen Anforderungen nach.

Im Stilllegungsprojekt wird der Nachweis erbracht, dass alle rechtlichen Anforderungen für die Anordnung der Stilllegung durch die Behörde erfüllt sind. Bei den Teilberichten handelt es sich um den Bericht zu Störfallbetrachtungen und Notfallschutzmassnahmen (Teilbericht 1), den Umweltverträglichkeitsbericht (Teilbericht 2) sowie den Bericht zur Sicherung (Teilbericht 3).

Die Unterlagen haben übergeordneten und konzeptionellen Charakter. Sie erlauben der Behörde festzustellen, dass das geplante Vorgehen zur Stilllegung gesetzeskonform und sicher ist. Basierend auf den Berichten kann die Behörde zudem entscheiden, welche Arbeiten durch das ENSI freigabepflichtig sind. Nicht zuletzt können interessierte Personen anhand der Berichte prüfen, ob ihre schützenswerten Interessen durch die Stilllegung tangiert werden.

Beim vorliegenden Bericht handelt es sich um den Bericht zu Störfallbetrachtungen und Notfallschutzmassnahmen (Teilbericht 1).

Für die BKW hat die Sicherheit des Kernkraftwerks Mühleberg oberste Priorität. Die ausgeprägte Sicherheitskultur im Kernkraftwerksbetrieb erstreckt sich über alle Phasen im Lebenszyklus der Anlage, also auch auf die Stilllegung. Sicherheitskultur wird dabei als integraler Begriff verstanden, der die technischen, betrieblichen und menschlichen Faktoren insgesamt abdeckt.

Noch nie wurde in der Schweiz ein kommerziell betriebenes Kernkraftwerk stillgelegt. Die BKW ist sich ihrer Verantwortung bewusst und nimmt diese wahr. Ausgehend von einer über 43-jährigen Erfahrung mit Kernanlagen unternimmt die BKW alles, das Kernkraftwerk Mühleberg in enger Zusammenarbeit mit Behörden und ausgewiesenen Experten sicher, rasch und zielgerichtet stillzulegen.

Bern, 18. Dezember 2015



Hermann Ineichen
Leiter Produktion

BKW Energie AG

Zusammenfassung

Im vorliegenden Teilbericht 1 wird die nukleare Sicherheit des Kernkraftwerks Mühleberg ab Endgültiger Ausserbetriebnahme (EABN) bis zum Ende der Stilllegung thematisiert.

Für jede Phase der Stilllegung (Abbildung 0-1, Zeile 2) wird aufgezeigt, dass das KKM weiterhin keine radiologische Gefährdung für Mensch und Umwelt darstellt. Im abgestellten und drucklosen Zustand ist zur Verhinderung von Brennstoffschäden und folglich zur Vermeidung der Freisetzung radioaktiver Stoffe einzig die Nachbespeisung von Kühlwasser erforderlich. Hierfür steht weiterhin eine grosse Anzahl von Systemen zur Verfügung. Zudem ergeben sich wegen der sehr viel geringeren Wärmeleistung (Abbildung 0-1, Zeilen 3 und 4) grössere Zeitfenster für effektive Notfallschutzmassnahmen (AMM – Accident Management Measures).

Das Aktivitätsinventar befindet sich überwiegend in den Brennelementen. Zu Beginn der Stilllegungsphase 1 befinden sich alle Brennelemente im Brennelementlagerbecken (BEB) und werden in mehreren Abtransportkampagnen aus der Anlage gebracht. Das Gefährdungspotential ausgedrückt als Aktivitätsinventar nimmt folglich mit fortschreitender Stilllegung ab (Abbildung 0-1, Zeile 5).

Das Gefährdungspotential ausgedrückt als Gesamtfreisetzung pro Jahr aufgrund schwerer Unfälle mit Brennstoffschaden (TRAR – Total Risk of Activity Release) nimmt mit der Endgültigen Einstellung des Leistungsbetriebs (EELB) um einen Faktor von ca. 200 ab. Mit jeder durchgeführten Brennelement-Abtransportkampagne sinkt das Gefährdungspotential weiter. Die BKW wird deshalb die Brennelement-Abtransportkampagnen möglichst früh durchführen.

Der Teilbericht 1 besteht aus drei Hauptteilen, welche die nachfolgend aufgeführten Themen zusammenfassen:

- Deterministische Störfallanalyse
- Probabilistische Sicherheitsanalyse
- Notfallschutzmassnahmen

Im Rahmen der **deterministischen Störfallanalyse** wird unter spezifischer Berücksichtigung des noch vorhandenen Gefährdungspotentials sowie von Art und Umfang der vorgesehenen Tätigkeiten anhand eines für die Stilllegung repräsentativen Ereignisspektrums aufgezeigt, dass die grundlegenden Schutzziele gemäss Artikel 2 der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1] für jede Phase der Stilllegung eingehalten werden.

Mit der **Probabilistischen Sicherheitsanalyse** wird aufgezeigt, dass die Risikokenngrössen des KKM die Akzeptanzkriterien der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1] deutlich erfüllen.

Die aus den Störfallbetrachtungen abgeleiteten **Notfallschutzmassnahmen** bei der Stilllegung des KKM werden dokumentiert. Es wird aufgezeigt, dass die organisatorischen und ausrüstungstechnischen Anforderungen an die Notfallorganisation erfüllt sind und somit jederzeit eine angemessene und wirksame Gefahrenabwehr sichergestellt ist.

Der Teilbericht 1 zeigt, dass die nukleare Sicherheit während der Stilllegung des KKM jederzeit gewährleistet ist und dass in jeder Phase der Stilllegung eine ausreichende Vorsorge zur Vermeidung einer unzulässigen Strahlenexposition in der Umgebung getroffen ist.

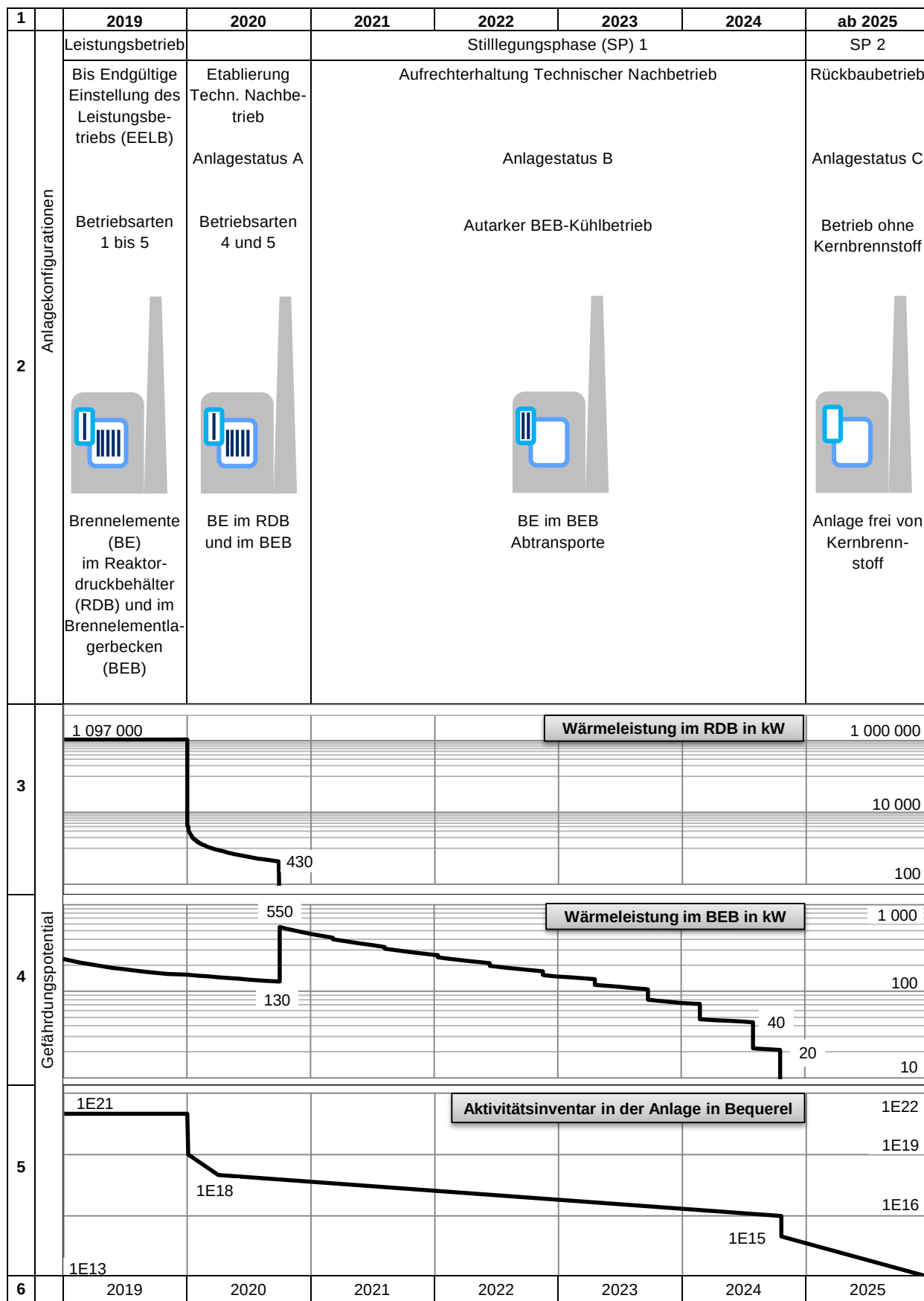


Abbildung 0-1: Darstellung des Gefährdungspotentials der Anlage bis Kernbrennstofffreiheit

Inhaltsverzeichnis

	Revisionsverzeichnis	1
	Vorwort	3
	Zusammenfassung	5
	Inhaltsverzeichnis	7
1	Einleitung	11
2	Anlage und Gefährdungspotential	13
2.1	Autarke redundante Brennelementlagerbeckenkühlung (Arbek)	15
2.2	Spezielles Unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme (SUSAN)	16
3	Sicherheitskonzept und -bewertung von Kernkraftwerken	17
3.1	Sicherheitskonzepte	17
3.2	Sicherheitsbewertung und Notfallschutz	18
4	Deterministische Störfallanalyse	21
4.1	Vorgehen bei der deterministischen Störfallanalyse	21
4.2	Ereignisspektrum	23
4.2.1	Vorgehensweise	23
4.2.2	Ableitung des Ereignisspektrums	24
4.2.3	Tabellarische Darstellung des Ereignisspektrums	26
4.2.4	Schlussfolgerungen	29
4.3	Einzelbetrachtung der Störfälle gemäss DSA	30
4.3.1	Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung – Ausfall der externen Stromversorgung	32
4.3.2	Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung – Ausfall der 6 kV-Schienen	33
4.3.3	Brennelement-Handhabungs-Störfall	34
4.3.4	Versagen der radioaktiven Abwasseraufbereitung	36
4.3.5	Einleitung der Ereignisse der Kategorie interner Brand	37
4.3.6	Interner Brand – Brand innerhalb von Gebäuden der Kontrollierten Zone	38
4.3.7	Interner Brand – Brand ausserhalb von Gebäuden der Kontrollierten Zone	40
4.3.8	Interner Brand – Brand im Reaktorgebäude oder Maschinenhaus mit Ausfall von Arbek-B	42
4.3.9	Interner Brand – Brand im SUSAN mit Ausfall von Arbek-S	44
4.3.10	Interne Überflutung – Austreten radioaktiver Flüssigkeiten	45
4.3.11	Interne Überflutung – Ausfall von Systemen durch interne Überflutung	47
4.3.12	Interne Überflutung – Auswaschen oder Mitführung radioaktiver Stoffe	48
4.3.13	Interne Überflutung – Interne Überflutung mit Ausfall von Arbek-B	49
4.3.14	Interne Überflutung – Interne Überflutung des SUSAN mit Ausfall von Arbek-S	51
4.3.15	Fehlhandlungen des Betriebspersonals – Kollision bei Transportvorgängen auf dem Areal	52
4.3.16	Fehlhandlungen des Betriebspersonals – Beschädigung von Einrichtungen	53

4.3.17	Brennelementbündel-Handhabungsfehler	53
4.3.18	Absturz schwerer Lasten	54
4.3.19	Absturz schwerer Lasten – Absturz Behälter mit radioaktiven Stoffen im Reaktorgebäude	56
4.3.20	Absturz schwerer Lasten – Absturz Behälter mit radioaktiven Stoffen im Maschinenhaus	58
4.3.21	Absturz schwerer Lasten – Absturz Behälter mit radioaktiven Stoffen im Zwischenlager	60
4.3.22	Absturz schwerer Lasten – Absturz Behälter mit radioaktiven Stoffen auf dem Areal	62
4.3.23	Absturz schwerer Lasten – Absturz von Anlageteilen	65
4.3.24	Absturz schwerer Lasten – Absturz schwerer Lasten auf Behälter mit radioaktiven Stoffen oder Anlageteilen	66
4.3.25	Absturz schwerer Lasten – Absturz des Brennelementbehälters im Reaktorgebäude	67
4.3.26	Absturz schwerer Lasten – Absturz des Brennelementbehälters im Maschinenhaus	68
4.3.27	Absturz schwerer Lasten – Abstürze auf das Brennelementlagerbecken	69
4.3.28	Interne Explosionen.....	70
4.3.29	Leckagen oder Brüche in an das Brennelementlagerbecken anschliessenden Leitungen	71
4.3.30	Erdbeben.....	73
4.3.31	Externe Überflutung	77
4.3.32	Flugzeugabsturz.....	79
4.3.33	Extreme Wetterbedingungen	81
4.3.34	Externe Explosionen, Gaswolken.....	83
4.3.35	Externer Brand	83
4.3.36	Beeinträchtigung oder Unterbruch der externen Kühlwasserzufuhr	84
4.3.37	Blitzschlag	85
4.3.38	Ausfall des Hauptkommandoraums.....	86
4.3.39	Ausfall der Brennelementlagerbeckenkühlung	88
4.3.40	Totalausfall der Wechselstromversorgung (Station Blackout)	90
4.4	Ergebnisübersicht.....	91
4.5	Bewertung auf Basis deterministischer Störfallanalysen	91
5	Probabilistische Sicherheitsanalyse	93
5.1	Vorgehen bei der probabilistischen Sicherheitsanalyse	93
5.2	Stufe-1-PSA und Stufe-2-PSA für das Kernkraftwerk Mühleberg.....	95
5.2.1	Stufe-1-PSA Modell.....	95
5.2.2	Kopplung des Stufe-2-Modells mit dem Stufe-1-Modell	97
5.2.3	Stufe-2-PSA Modell.....	100
5.3	Ergebnisübersicht probabilistische Sicherheitsanalysen	101

5.4	Bewertung auf Basis der probabilistischen Sicherheitsanalysen	101
6	Notfallschutz	103
6.1	Vorgehen bei der Bewertung der Vorbereitung des Notfallschutzes	103
6.2	Technische Ausrüstungen und Notfallorganisation im KKM	104
6.2.1	Technische Ausrüstungen	104
6.2.2	Notfallorganisation	105
6.3	Ergebnisübersicht und Bewertung des Notfallschutzes	107
	Tabellenverzeichnis	109
	Abbildungsverzeichnis	111
	Unterlagenverzeichnis	113
	Abkürzungsverzeichnis	115
	Glossar	117

1 Einleitung

Am 29. Oktober 2013 hat die BKW Energie AG den Grundsatzentscheid getroffen, das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) bis 2019 zu betreiben und anschliessend endgültig ausser Betrieb zu nehmen.

Mit dem Entscheid zur Ausserbetriebnahme des KKM ist gemäss Kernenergiegesetz (KEG) [2] den zuständigen Behörden ein Projekt für die vorgesehene Stilllegung vorzulegen. Die Kernenergieverordnung (KEV) [3] fordert in Art. 45 f, dass in einer Unterlage zum Stilllegungsprojekt Störfallbetrachtungen zu beschreiben sind. Diese sollen die Ermittlung der möglichen Ereignisse bei der Stilllegung, die Abschätzung der Häufigkeiten und der radiologischen Auswirkungen der Ereignisse sowie die Gegenmassnahmen und allfälligen Notfallschutzmassnahmen enthalten. Die Nachweisführung basiert auf einer schutzzielorientierten Herangehensweise. Die Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1] definiert in Art. 2 die Anforderungen für die Einhaltung der grundlegenden Schutzziele. Es werden die folgenden vier grundlegenden Schutzziele zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit festgelegt: die Kontrolle der Reaktivität, die Kühlung der Kernmaterialien und der radioaktiven Abfälle, der Einschluss des radioaktiven Materials sowie die Begrenzung der Strahlenexposition.

Detaillierte Angaben zur Stilllegung von schweizerischen Kernanlagen finden sich in der Richtlinie ENSI-G17 [4]. Diese Richtlinie regelt auf Basis des Kernenergiegesetzes (KEG) [2] und der Kernenergieverordnung (KEV) [3] die Anforderungen an die Stilllegung von Kernanlagen. Hierin werden unter anderem die Anforderungen an den Sicherheitsnachweis für die Stilllegung definiert. Demnach ist die Einhaltung der grundlegenden Schutzziele unter Berücksichtigung des noch vorhandenen Gefährdungspotentials sowie von Art und Umfang der vorgesehenen Tätigkeiten für jede Phase der Stilllegung nachzuweisen. Das Kapitel 5.4.6 der ENSI-G17 [4] definiert die Anforderungen an die Gesuchsunterlage zu Störfallbetrachtungen und Notfallschutzmassnahmen näher.

Die vorliegende Unterlage fasst, ergänzend zum Stilllegungsprojekt (Hauptbericht), die geforderten Störfallbetrachtungen und Notfallschutzmassnahmen zusammen. Es wird dargelegt, dass bei der Stilllegung des KKM die grundlegenden Schutzziele gemäss Art. 2 der UVEK-Gefährdungsannahmenverordnung [1] zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit unter Berücksichtigung des noch vorhandenen Gefährdungspotentials sowie von Art und Umfang der vorgesehenen Tätigkeiten in jedem Fall sicher eingehalten werden.

In der nachfolgenden Unterlage wird dargelegt, dass alle für die Störfallbetrachtung und Notfallschutzmassnahmen zutreffenden und relevanten Unterlagen berücksichtigt sind und dass bei der Stilllegung des KKM die grundlegenden Schutzziele zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit in jedem Fall eingehalten werden. Dabei werden Erfahrungen aus vergleichbaren Rückbauprojekten, die in anderen Ländern bereits umfangreich vorliegen, berücksichtigt.

2 Anlage und Gefährdungspotential

Die nukleare Sicherheit im Leistungsbetrieb, während der Übergangszeit vom Leistungsbetrieb in den Technischen Nachbetrieb sowie im Rückbaubetrieb, wird grundsätzlich mit derselben sicherheitstechnischen Herangehensweise bewertet. Zwei wichtige Einflussfaktoren werden jedoch bei der Bewertung gesondert beachtet und nachfolgend erklärt.

Erstens durchläuft das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) von der Endgültigen Ausserbetriebnahme (EABN) bis zum Abschluss der nuklearen Stilllegung grössere Änderungen bezogen auf die Anlagekonfiguration. Anfangs betreffen die Änderungen lediglich die Ausserbetriebnahme definitiv nicht erforderlicher Systeme. Mit Fortschreiten der Stilllegungsarbeiten werden aber auch grössere Änderungen wie der Rückbau wesentlicher Einrichtungen durchgeführt. Eine explizite Berücksichtigung einer grossen Anzahl von Anlagekonfigurationen bei der Nachweisführung ist folglich nicht zielführend. Hierfür werden abdeckende Anlagestatus berücksichtigt. Abdeckend bedeutet, dass diese Anlagekonfigurationen im Vergleich zu den nicht berücksichtigten Konfigurationen nachweislich ein grösseres Gefährdungspotential aufweisen sowie bei einem möglichen Ereignisablauf erschwerende Bedingungen nach sich ziehen. **Zweitens** ist im Vergleich zum Leistungsbetrieb eine grössere Anzahl von Aktivitäten wie beispielsweise ein permanenter Baustellenbetrieb auf der Anlage zu erwarten.

Die BKW plant die Nachrüstung zusätzlicher Systeme im Zusammenhang mit dem Brennelementlagerbecken (BEB), welche die Komplexität der Anlage und der Nachweisführung verringern. Eine Reduktion der Komplexität verringert Fehlerursachen und ist somit klar sicherheitsgerichtet. So sollen die neuen Systeme mit der Verbringung der Brennelemente aus dem Reaktordruckbehälter in das Brennelementlagerbecken nach der Endgültigen Ausserbetriebnahme eine Autarkie des BEB ermöglichen. Die Nachrüstungen bestehen im Wesentlichen aus fünf Teilsystemen: einem Betriebssystem, einem Sicherheitssystem, einem Notnachspeisesystem, einem Verschlussystem sowie Massnahmen zum Schutz des BEB und der notwendigen Betriebs- und Sicherheitssysteme vor Rückwirkungen aus dem Rückbaubetrieb. Mit der Inbetriebnahme der neuen Systeme wird sich das BEB hauptsächlich auf die Stränge III und IV des Notstandssystems abstützen. Diese Nachrüstungen werden unter dem Begriff Arbek (autarke redundante Brennelementlagerbeckenkühlung) zusammengefasst.

Das KKM ist für einen sicheren Betrieb ausgelegt. Mit der EABN und mit fortschreitenden Stilllegungsarbeiten nimmt das Gefährdungspotential stetig ab, während die betrieblichen Barrieren zur Gewährleistung des Einschlusses der radioaktiven Stoffe noch über die gesamte Stilllegung, soweit erforderlich, bestehen bleiben. Das Potential zur Freisetzung der radioaktiven Stoffe ist mit Beendigung des Leistungsbetriebs deutlich verringert, da unter anderem hoher Druck und hohe Temperaturen in den Systemen nicht mehr vorhanden sind. Des Weiteren sinkt über die Zeit die Nachzerfallswärme.

Das Gefährdungspotential ist zu Beginn der Stilllegungsphase 1 (SP 1) überwiegend durch das Aktivitätsinventar der noch vorhandenen Brennelemente geprägt (mehr als 99 % des Gesamtaktivitätsinventars). Diese befinden sich zunächst noch im BEB und werden in mehreren Transportkampagnen sukzessive in geeignete Transportbehälter verpackt und aus der Anlage abtransportiert.

Das restliche Aktivitätsinventar (ohne Brennelemente) beträgt ca. $1\text{E}+15$ Bq und ist wie folgt verteilt:

- Ca. 99 % (ca. $1\text{E}+15$ Bq) ist als Aktivierung in Materialien der Kerneinbauten, des Reaktordruckbehälters und des Biologischen Schildds fest eingebunden und somit nicht direkt freisetzbar.
- Ca. 1 % (ca. $1\text{E}+13$ Bq) liegt als Kontamination vor und befindet sich überwiegend auf den inneren Oberflächen von Systemen und ist somit nicht unmittelbar freisetzbar.

In Abbildung 0-1, Zeile 5 ist das Aktivitätsinventar, d.h. die in der Anlage befindliche Aktivität, in den unterschiedlichen Stilllegungsphasen dargestellt.

Bei der Stilllegung des KKM liegt das Aktivitätsinventar deutlich unter dem des Leistungsbetriebs. Ein Grossteil des Aktivitätsinventares ist nicht direkt freisetzbar, da es in Form aktivierter Stoffe fest in die Struktur eingebunden ist. Der Umgang mit kontaminierten Materialien im Rahmen der Stilllegungsarbeiten ist vergleichbar mit den Tätigkeiten, die auch in Jahresrevisionen ausgeführt werden.

Das Stilllegungsprojekt sieht drei Stilllegungsphasen vor. Die Abbildung 0-1 gibt einen Überblick über die Beziehung zwischen der jeweiligen Stilllegungsphase und dem Anlagestatus (Zeile 2). Je nach Anlagestatus verbleiben sicherheitstechnische Anforderungen, die durch die einzuhaltenden Schutzziele gekennzeichnet sind.

Mit der Endgültigen Einstellung des Leistungsbetriebs (EELB) geht das KKM in den Nichtleistungsbetrieb über und die Etablierung des Technischen Nachbetriebs beginnt.

Die anschliessende Aufrechterhaltung des Technischen Nachbetriebs (SP 1) ist durch den Betrieb der autarken redundanten Brennelementlagerbeckenkühlung und der sicheren Lagerung der Brennelemente bis zu deren endgültigen Verbringung in eine andere Kernanlage charakterisiert. Sie beginnt zum Zeitpunkt der Endgültigen Ausserbetriebnahme (EABN) des KKM mit der vollständigen Implementierung von Arbek und endet mit dem Erreichen der Kernbrennstofffreiheit.

In Stilllegungsphase 2 (SP 2) sind nur noch die Schutzziele "Einschluss der radioaktiven Stoffe" und "Begrenzung der Strahlenexposition" relevant. SP 2 beginnt mit dem Erreichen der Kernbrennstofffreiheit und endet mit dem Meilenstein "Freimessung/Aufhebung Kontrollierte Zonen".

Die Stilllegungsphase 3 (SP 3) beginnt nach der Freimessung/Aufhebung der Kontrollierten Zonen und den abgeschlossenen beweissichernden Messungen auf dem Areal. SP 3 endet mit der Feststellung der Behörde, dass die Anlage keine radiologische Gefahrenquelle mehr darstellt und dass keine Ereignisse auftreten, die eine erhöhte Radioaktivität in der Umwelt bewirken können.

Die Systeme oder Teilsysteme, die für den Weiterbetrieb des KKM zur Sicherstellung des Technischen Nachbetriebs und für den Rückbaubetrieb erforderlich sind, sind insbesondere dadurch gekennzeichnet, dass

- die für den Leistungsbetrieb relevanten Betriebssysteme, die für den Technischen Nach- und Rückbaubetrieb nicht mehr benötigt werden, entleert, drucklos, kalt gesichert und soweit möglich ausser Betrieb genommen sind,
- die noch in Betrieb befindlichen Systeme niedrigere Betriebsdrücke und Betriebstemperaturen aufweisen,
- die für die Etablierung und Aufrechterhaltung des Technischen Nachbetriebs erforderlichen Sicherheitssysteme gemäss den Anforderungen der Technischen Spezifikation weiterhin vollumfänglich zur Verfügung stehen.

Der Technische Nach- und Rückbaubetrieb wird entsprechend den jeweiligen Erfordernissen angepasst.

Während der Etablierung des Technischen Nachbetriebs werden Nachrüstungen getätigt, um die Sicherheit der Anlage in der Stilllegungsphase 1 weiter zu erhöhen. Die wichtigste Nachrüstung ist die autarke redundante BEB-Kühlung (Arbek) und deren Anbindung an das Notstandssystem SUSAN. Im Weiteren werden aus diesem Grund die Systeme Arbek und SUSAN näher beschrieben.

2.1 Autarke redundante Brennelementlagerbeckenkühlung (Arbek)

Zur Erhöhung der Sicherheitsniveaus der Anlage gegenüber dem Nichtleistungsbetrieb in langfristiger Hinsicht wird in der Phase der Etablierung des Technischen Nachbetriebs die autarke redundante Brennelementlagerbeckenkühlung (Arbek) installiert, die die Kühlung der Brennelemente nach der Auslagerung aus dem Reaktor im BEB sicherstellt.

Die Teilbereiche und der Umfang von Arbek sind in Abbildung 2-1 veranschaulicht:

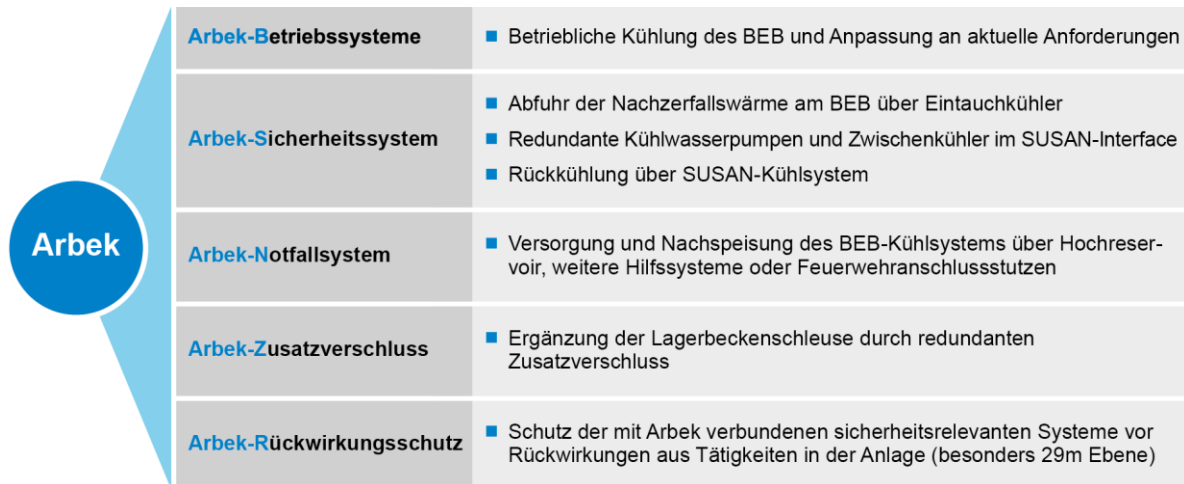


Abbildung 2-1: Arbek-Massnahmen

Arbek-B beinhaltet die Systeme zur betrieblichen Kühlung und Reinigung des BEB. Arbek-B besteht aus dem BEB-Kühl- und Reinigungssystem, welches Wärme an das Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude abgibt. Dieses überträgt die Wärme wiederum über das Hilfskühlwassersystem an die Aare.

Arbek-S ist das Sicherheitssystem der BEB-Kühlung und besteht aus den im BEB angeordneten Eintauchkühlern zur Abfuhr der Nachzerfallswärme im BEB, einem Rohrleitungssystem im Reaktorgebäude vom BEB zum SUSAN-Notstandsgebäude, redundanten Kühlwasserpumpen und einem Zwischenkühler im SUSAN-Notstandsgebäude. Die elektrische Versorgung von Arbek-S erfolgt redundant mit zwei Notstandsdiesलगенерatoren oder mit Accident Management Massnahmen (AMM) mit dem AMM-Diesलगенерator.

Im Normalbetrieb stehen die Systeme von Arbek-S in Stand-by zur Verfügung, d.h. sie sind befüllt und entlüftet. Das mit Arbek-S bereitstehende System wird im Bereitschaftszustand mittels eines Druckspeichers gefüllt und unter Druck gehalten. Mögliche Leckagen der Eintauchkühler führen damit nicht zu einer Kontamination des Zwischenkühlkreises. Über den Systemdruck wird die Betriebsbereitschaft überwacht.

Die Inbetriebnahme der Sicherheitskühlung erfolgt durch den Operateur im Hauptkommandoraum oder im SUSAN-Kommandoraum, wenn der festgelegte Temperaturgrenzwert im BEB überschritten wird.

Aufgrund seiner redundanten Auslegung ist das Sicherheitssystem Arbek-S einzelfehlerfest.

Arbek-N ist die ergänzende Wasserversorgung des BEB-Kühlsystems und Nachspeisung des BEB im Notfall aus einer neuen ergänzenden Wasserversorgung vom Hochreservoir des KKM. Das zum heutigen Zeitpunkt bereits bestehende System zur externen BEB-Bespeisung bleibt zusätzlich weiterhin verfügbar.

Durch Arbek-N sind vielfältige Einspeisemöglichkeiten zur ergänzenden Wasserversorgung und Nachspeisung vorhanden.

Arbek-Z ist die Ergänzung der Beckenschleuse durch einen redundanten Zusatzverschluss zwischen Reaktorgrube und BEB. Dieser Zusatzverschluss ergänzt den Dammbalken in seiner Abdichtfunktion und wird seismisch robust ausgeführt. Er wird vor der Stilllegungsphase 1 nach der Auslagerung sämtlicher Brennelemente aus dem Reaktordruckbehälter in die BEB-Schleuse gesetzt.

Arbek-R ist der Schutz der mit Arbek verbundenen sicherheitsrelevanten Systeme vor Rückwirkungen aus Tätigkeiten in der Anlage. Der Rückwirkungsschutz beinhaltet alle Bereiche, in denen sich sicherheitsrelevante Systeme und Komponenten für die autarke BEB-Kühlung befinden. Unabhängig von den Arbek-Systemen werden weitere, für den sicheren Betrieb erforderliche Einrichtungen mit Rückwirkungsschutzmassnahmen versehen.

Zusammenfassend ist festzustellen, dass die Umsetzung von Arbek insgesamt einen Sicherheitsgewinn für die Anlage darstellt. Hinsichtlich des Rückwirkungsschutzes auf die erforderlichen Sicherheitsfunktionen aus zukünftigen allfälligen Änderungs- und Rückbaumassnahmen stellen die Arbek-Massnahmen eine Verbesserung gegenüber dem vorherigen Anlagenzustand im Nichtleistungsbetrieb dar.

Die Installation des zusätzlichen BEB-Kühlkreises (Arbek-S) führt zu einer Erhöhung der Zuverlässigkeit der Sicherheitsfunktion "Nachwärmeabfuhr aus dem BEB". Die Möglichkeiten des Auftretens von relevanten Kühlmittleckagen werden durch die Begrenzung der Räumlichkeiten und der angeschlossenen Systeme sowie durch die Installation des Zusatzverschlusses (Arbek-Z) verringert.

2.2 Spezielles Unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme (SUSAN)

Das "Spezielle Unabhängige System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme" (SUSAN) wurde in die ursprüngliche KKM-Anlage integriert, um zusätzliche Möglichkeiten zur Abfuhr der Nachzerfallswärme und zur Kernkühlung zu bieten. SUSAN wurde für den Leistungsbetrieb so ausgelegt, dass es während postulierter Extremereignisse unter ungewöhnlichen Notfallbedingungen (z.B. nach schweren Erdbeben, Flugzeugabsturz) den autarken Betrieb der Anlage 10 Stunden lang sicherstellt. Insbesondere verfügt es über einen eigenen, zum Hauptkommandoraum alternativen SUSAN-Notfall-Kommandoraum (SCR), zwei wassergekühlte Notstandsdieselmotoren und einen luftgekühlten AMM-Dieselmotor auf dem Dach.

Innerhalb des SUSAN hat das Kühlwassersystem (Cooling Water System, CWS) die Aufgabe, die Nachzerfallswärme aus dem inneren Kühlkreislauf der Sicherheitskühlung (Arbek-S) an die Aare abzuführen. Zusätzlich zur Nachzerfallswärme muss das CWS die Verlustwärme der Diesel- und Lüftungskühler aus dem Zwischenkühlwassersystem (Intermediate Cooling Water System, ICWS) abführen. Das Kühlwassersystem CWS ist ein redundant aufgebautes, zum Fluss hin offenes Kühlsystem, dessen Einlauf räumlich getrennt und diversitär zum Hilfskühlwassereinlauf von Arbek-B ist.

Seit August 2015 gibt es auch eine Aare-unabhängige Kühlwasserversorgung des CWS mit Wasser aus dem Hochreservoir. Somit ist die Versorgung einer SUSAN-Redundanz (Notstandsdieselmotor, Schaltanlagen) und von Arbek-S im Rahmen von AMM mit abgeschalteten CWS-Pumpen möglich. Die ausreichende Wassermenge wurde in einem Anlageversuch nachgewiesen. Die Nachspeisung des Hochreservoirs erfolgt über das sanierte Grundwasser-Pumpwerk Rewag.

Eine zusätzliche AMM ist die externe Einspeisung ins CWS mit mobilen Pumpen über zwei Anschlussmöglichkeiten für Feuerweherschläuche innerhalb des SUSAN-Gebäudes. Anhand eines Versuchs wurde nachgewiesen, dass man mit mobilen Pumpen genügend Wasser von der Saane auf das Areal KKM bringen kann.

3 Sicherheitskonzept und -bewertung von Kernkraftwerken

Das in einer Kernanlage vorhandene Gefährdungspotential erfordert eine sicherheitsgerichtete Herangehensweise von der Auslegung über die Analyse bis zur Nachweisführung. Zunächst werden die zu einem besseren Verständnis der Sicherheitsbewertung erforderlichen Sicherheitskonzepte kurz vorgestellt. Anschliessend werden die Grundlagen der Sicherheitsbewertungen erläutert.

3.1 Sicherheitskonzepte

Nachweisprinzip

Kernkraftwerke bestehen aus einer Vielzahl von Systemen mit unterschiedlichen Funktionen. Eine objektorientierte Nachweisführung ist für einzelne Systeme, Strukturen und Komponenten möglich. Hier können präskriptive Kriterien für das Erbringen des Nachweises herangezogen werden. Für den sicherheitstechnischen Nachweis für die Gesamtanlage mit seiner Vielzahl von Systemen ist dieses Vorgehen jedoch nicht zielführend, da wegen mehrfacher Ausführung oder Vorhaltung nicht alle Systeme zur Nachweisführung benötigt werden. Die Nachweise der nuklearen Sicherheit werden deshalb schutzzielorientiert geführt. Entscheidend dabei ist, dass bestimmte Schutzziele erfüllt werden und nicht die Funktionsfähigkeit oder Integrität von einzelnen Systemen, Strukturen oder Komponenten.

Das übergeordnete Schutzziel ist die "Begrenzung der Strahlenexposition", welche als Folge der Radioaktivität die eigentliche Gefährdung von Mensch und Umwelt darstellt. Dieses Schutzziel kann man durch die Erfüllung der folgenden drei Schutzziele erreichen: Der "Einschluss der radioaktiven Stoffe" soll unter anderem mit dem Barrierenkonzept gewährleistet werden. Das gleichzeitige Durchbrechen der Barrieren ist nur im Fall eines Kernschadens möglich, was durch die "Kühlung der Kernmaterialien" vermieden werden kann. Mit der "Kontrolle der Reaktivität" soll der Reaktor jederzeit abgeschaltet werden können. Diese vier grundlegenden Schutzziele werden in der Gefährdungsanahmenverordnung des UVEK [1] aufgelistet.

Eine Strahlenbelastung in Form von kosmischer und terrestrischer Strahlung ist in der Natur stets vorhanden. Die Akzeptanzgrenze zur Einhaltung des übergeordneten Schutzziels "Begrenzung der Strahlenexposition" wird folglich nicht in Form einer gänzlichen Vermeidung von Dosis angegeben. Stattdessen wird eine Akzeptanzgrenze für die Dosiswerte angesetzt, die sich gegenläufig zur Häufigkeit der Strahlenexposition verhält. Je seltener das Ereignis erwartet wird, desto höher ist die Akzeptanzgrenze des Dosiswerts, und umgekehrt. Dies folgt der Grundregel in der Natur, wonach kleinere Ereignisse häufiger, aber mit geringerer Wirkung auftreten, grosse Ereignisse selten, aber dafür mit einem grösseren Schadenspotential. Ähnlich verhält es sich mit der erwarteten Häufigkeit eines Ereignisses und dessen Folgen für die Integrität der Barrieren.

Die grosse Anzahl von zu berücksichtigenden Ereignissen, die zudem vielfältig ablaufen können, resultiert bei einer Vielzahl von Gesamtanlagekonfigurationen in einer sehr grossen Anzahl von Szenarien, die einer sicherheitstechnischen Analyse bedürfen. Mit der Festlegung von wenigen Konfigurationen und Abläufen, die in Bezug auf die schutzzielorientierte Behandlung eindeutig erschwender eingeordnet werden, verschafft man sich Abhilfe. Die Nachweisführung wird auf diese Weise überschaubar, dadurch weniger fehleranfällig und ist folglich sicherheitsgerichtet. Entscheidend ist, dass mit einer systematischen Herangehensweise die Konservativität bewiesen wird.

Die Erfüllung der Schutzziele wird durch die Auslegungsprinzipien und das Prinzip der gestaffelten Sicherheitsvorsorge (Defense in Depth) sowie die Barrierenkonzeption begünstigt.

Auslegungsprinzipien

Zur Erfüllung der Schutzziele dienen Sicherheitssysteme, die im Gegensatz zu betrieblichen Systemen mit einem höheren Grad an Zuverlässigkeit ausgelegt sind. Dieser wird durch Redundanz, Diversität und räumliche Trennung erreicht. Die Redundanz stellt sicher, dass nach dem Ausfall einer Baugruppe die Sicherheitsfunktion des Gesamtsystems weiter gewährleistet bleibt. Die Diversität soll verhindern, dass redundante Baugruppen durch eine gemeinsame Ursache gleichzeitig ausfallen. Die räumliche Trennung ermöglicht bei einer örtlich begrenzten Einwirkung mit Schadensfolge für eine Baugruppe, dass eine gleichartige Baugruppe an einem anderen Ort die Sicherheitsfunktion übernehmen kann.

Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge besteht anlageintern aus vier gestaffelten Ebenen von Vorkehrungen, sodass die Auswirkungen von Fehlern und das Versagen von Systemen auf einer Ebene auf der folgenden Ebene aufgefangen werden können. Die Sicherheitsebenen 1 und 2 betreffen die Vermeidung, Erkennung und Beherrschung von Abweichungen vom Normalbetrieb. Sind Störungen auf Sicherheitsebene 1 und 2 durch Regel-, Überwachungs- und Begrenzungssysteme nicht beherrschbar, kommen die mehrfach vorhandenen Sicherheitssysteme auf der Sicherheitsebene 3 zum Eingriff. Störfallabläufe mit Mehrfachfehlern und solche mit massiven äusseren Einwirkungen, die ausserhalb der Auslegung liegen, sollen auf Sicherheitsebene 4 behandelt werden. Zur Rückhaltung der im Kern vorhandenen radioaktiven Stoffe ist zudem eine einander umschliessende Folge von Barrieren vorgesehen.

3.2 Sicherheitsbewertung und Notfallschutz

Die sicherheitstechnische Bewertung von Kernanlagen wird in Abhängigkeit der Sicherheitsebenen mit einer deterministischen Störfallanalyse, einer probabilistischen Sicherheitsanalyse und der Bewertung der Vorbereitung geeigneter Notfallschutzmassnahmen durchgeführt.

Deterministische Störfallanalyse

Das auslegungsgemässe Verhalten der Anlage wird mit deterministischen Störfallanalysen überprüft. Auf diese Weise wird sichergestellt, dass die Schutzziele eingehalten werden. Die Randbedingungen für den Nachweis der Einhaltung der Schutzziele sowie die gemäss Strahlenschutzverordnung [5] einzuhaltenden Dosisgrenzwerte bei einer Freisetzung von Radioaktivität richten sich nach der erwarteten Häufigkeit der Ereignisse. Ereignisse mit einer erwarteten Häufigkeit von grösser als $1\text{E-}06$ pro Jahr werden im Auslegungsbereich behandelt, seltenere Ereignisse sind auslegungsüberschreitend und Gegenstand der probabilistischen Sicherheitsanalysen.

Mit der deterministischen Störfallanalyse wird gezeigt, dass sich für eine Gefährdung unter der Annahme weiterer erschwerender Randbedingungen das Schadensmass innerhalb der Akzeptanzgrenzen hält. Der Ansatz ist durch die Überprüfung der grundlegenden Schutzziele, Begrenzung der Strahlenexposition, Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente sowie Einschluss der radioaktiven Stoffe charakterisiert. Zur Erfüllung dieser Schutzziele dienen Sicherheitssysteme, die im Gegensatz zu betrieblichen Systemen mit einem höheren Grad an Zuverlässigkeit ausgelegt sind.

Die Hauptaussage der gemäss dem Regelwerk durchgeführten deterministischen Störfallanalyse ist das "Erbringen" beziehungsweise "nicht Erbringen" des Sicherheitsnachweises.

Probabilistische Sicherheitsanalyse

Mit der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) wird das Risiko auslegungsüberschreitender Störfälle abgeschätzt. Dabei wird überprüft, ob das Risiko, welches das potentielle Schadensausmass mit der zugehörigen Wahrscheinlichkeit für das Eintreten des Schadensausmasses berücksichtigt, unter einer festgelegten Risikoakzeptanzgrenze liegt. Auch bei diesem Ansatz werden die

grundlegenden Schutzziele wie Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente sowie Einschluss der radioaktiven Stoffe überprüft. Im Unterschied zu den deterministischen Störfallanalysen werden bei einem auslegungsüberschreitenden Störfall situationsspezifisch alle noch funktionierenden Systeme – Betriebs- und Sicherheitssysteme – kreditiert. Dies trifft vor allem für Sicherheitssysteme zu, die über grosse Auslegungsreserven verfügen. Einige Systeme sind zudem gezielt auf die Beherrschung auslegungsüberschreitender Störfälle ausgelegt.

Die anlagespezifische PSA beinhaltet eine detaillierte Risikobeurteilung für alle Anlagenzustände (Leistungsbetrieb, Nichtleistungsbetrieb und Technischer Nachbetrieb). Dabei werden interne Ereignisse, interne systemübergreifende Ereignisse und Ereignisse mit Ursprung ausserhalb der Anlage betrachtet und quantifiziert. Die PSA modelliert die Auswirkungen und Abläufe nach den auslösenden Ereignissen, welche entweder in einem sicheren Endzustand (kalt abgestellt) oder in einem Kernschaden enden. Die bewerteten Unfallablaufsequenzen basieren auf einer umfassenden Identifikation von möglichen auslösenden Ereignissen sowie auf einer detaillierten Modellierung und Bewertung des Anlageverhaltens. Dazu gehört eine systematische Zuverlässigkeitsdatenauswertung, Bewertung des Verhaltens der Operateure, thermohydraulische Analysen sowie eine detaillierte Auswertung möglicher Abhängigkeiten.

Das Risiko einer signifikanten Beschädigung des Reaktorkerns wird im Leistungsbetrieb durch die Kernschadenshäufigkeit (CDF – Core Damage Frequency) und im Nichtleistungsbetrieb durch die Brennstoffschadenshäufigkeit (FDF – Fuel Damage Frequency) charakterisiert. Falls eine Beschädigung des Reaktorkerns oder der Brennelemente angenommen werden muss, wird der Unfallablauf bis zur Freisetzung von Radionukliden betrachtet und als Risikokennzahl die Häufigkeit einer grossen frühen Freisetzung (im Leistungsbetrieb als LERF – Large Early Release Frequency und im Nichtleistungsbetrieb als SLERF – Shutdown Large Early Release Frequency) ausgewiesen.

Sobald sich kein Kernbrennstoff mehr auf der Anlage befindet und somit ein Brennstoffschaden nicht mehr auftreten kann, ist eine PSA nicht mehr erforderlich.

Notfallschutz

Die zuvor erwähnten Sicherheitskonzepte führen bei der Auslegung der Kernkraftwerke zu erheblichen Sicherheitsreserven. Die konservative Durchführung der Sicherheitsnachweise vermag die vorhandenen Sicherheitsreserven nicht explizit auszuweisen. Deshalb sind Massnahmen für den Fall eines Störfalls gezielt vorzubereiten, um auf Sicherheitsebene 4 über die Auslegungsreserven hinaus präventiv wie auch mitigativ eingreifen zu können. Diese sogenannten Accident-Management Massnahmen (AMM) sind eine Ergänzung zu den automatischen Sicherheitsaktionen. Sie berücksichtigen fest installierte wie auch mobile Einsatzmittel sowie alle verfügbaren Sicherheits- und Betriebssysteme. AMMs haben das Ziel, einen möglichen Kernschadensfall zu verhindern oder zumindest dessen Folgen zu reduzieren.

Als technische Einsatzmittel dienen verschiedene Möglichkeiten zur Reaktivitätskontrolle (z.B. Boreinspeisung), zur Kernkühlung (z.B. Notbespeisung mit mobilen Pumpen), zum Einschluss von radioaktiven Stoffen (z.B. Containment-Druckabbausysteme) und zur Begrenzung der Strahlenexposition (z.B. gefilterte Druckentlastung). Neben der technischen Ausrüstung kommt der Notfallorganisation eine entscheidende Rolle zu. Erst eine gut ausgebildete Notfallorganisation kann den Einsatz der zur Verfügung stehenden Einsatzmittel zeit- und sachgerecht entscheiden und umsetzen. Regelmässige Notfallübungen fördern die Zusammenarbeit des in die Notfallorganisation eingeteilten Personals. Der Einsatz der organisatorischen und technischen Hilfsmittel wird soweit geübt, dass die vorgesehenen Abläufe und Massnahmen auch unter Stressbedingungen erfolgreich abgewickelt werden.

4 Deterministische Störfallanalyse

Mit der deterministischen Störfallanalyse (DSA) wird nachgewiesen, dass sich die Anlage auslegungsgemäss verhält und der Rückbau sicher durchgeführt werden kann. Es wird belegt, dass sowohl die übergeordneten Kriterien der Strahlenschutzverordnung [5] im Artikel 94 als auch die Kriterien der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1] in den Artikeln 7 bis 11 eingehalten werden. Auf diese Weise wird sichergestellt, dass die Schutzziele eingehalten werden. Für jedes angenommene Ereignis wird nachgewiesen, dass sämtliche Schutzziele erfüllt sind. Somit handelt es sich um eine Einzelbetrachtung von Ereignissen. Die Bewertung des angenommenen Ereignisses wird hingegen für die Gesamtanlage durchgeführt. Die Vollständigkeit der zu betrachtenden Störfälle ist wesentlich. Um neben der Vollständigkeit auch die Handhabbarkeit bezüglich der resultierenden Anzahl von Ereignissen zu ermöglichen, wird ein Störfallspektrum notwendig. Das Ereignisspektrum wird systematisch hergeleitet, damit aufgezeigt werden kann, dass weitere nicht betrachtete Ereignisse abgedeckt sind.

In der vorliegenden Beschreibung der DSA wird der Überbegriff "Ereignis" verwendet, da der Begriff "Störfall" in der DSA für den Leistungsbetrieb bereits besetzt ist. Dort werden folgende Kategorien berücksichtigt: Betriebsstörungen (Anticipated Operational Occurrences), Störfälle (Accidents), Interne Ereignisse nach Richtlinie ENSI-A01 [6] (Internal Events), Externe Ereignisse nach ENSI-A01 (External Events) sowie auslegungsüberschreitende Ereignisse nach ENSI-A01 (Beyond Design Events).

4.1 Vorgehen bei der deterministischen Störfallanalyse

Die DSA besteht aus einer technischen Analyse und der Auswertung der radiologischen Konsequenzen. Im Einzelnen durchläuft man bei der DSA für ein Ereignis gemäss dem Schweizer Regelwerk folgende Schritte:

Schritt 1: Ermittlung der Häufigkeit

Zunächst wird die Häufigkeit des Eintritts des angenommenen Ereignisses ermittelt. Es ist zusätzlich zum auslösenden Ereignis ein davon unabhängiger Einzelfehler zu unterstellen. Dieser Einzelfehler wird zeitlich und örtlich so angesetzt, dass dessen Auswirkung besonders einschränkend für die Ereignisbeherrschung wird. Bei der Festlegung der Kategorie des Ereignisses wird die Häufigkeit mit und ohne Einzelfehler ausgewiesen.

Schritt 2: Kategorisierung des Ereignisses

Das angenommene Ereignis wird in Abhängigkeit seiner Häufigkeit einer sogenannten Störfallkategorie (SFK) zugewiesen. Falls ein Ereignis aufgrund der Unterstellung des Einzelfehlers einer höheren SFK zugeordnet wird und damit andere Nachweiskriterien gelten, wird der Nachweis auch ohne Einzelfehler erbracht. Zur besseren Einordnung der Häufigkeiten sei darauf hingewiesen, dass in der vorliegenden Unterlage ein Ereignis mit dem zugewiesenen Wert 1E-02/a (d.h. einmal in 100 Jahren) als "äusserst unwahrscheinlich" und das mit dem zugewiesenen Wert 1E-03/a (d.h. einmal in 1000 Jahren) als "nahezu unmöglich" bezeichnet wird. Die Tabelle 4-1 zeigt die Einteilung der Ereignisse in Störfallkategorien entsprechend ihrer erwarteten Häufigkeit gemäss der Gefährdungsannahmenverordnung [1] sowie die jeweils einzuhaltenden Dosisgrenzwerte. Die für den Nachweis einzuhaltenden Dosisgrenzwerte sind in Art. 94 der Strahlenschutzverordnung [5] festgelegt.

Sicherheitsebene	Häufigkeit H pro Jahr	Ereigniskategorie	Dosis-grenzwerte
1	1,0	Normalbetrieb	
2	$1E-1 < H$	Betriebsstörung	
3	$1E-2 < H \leq 1E-1$	Störfallkategorie 1	0,3 mSv
	$1E-4 < H \leq 1E-2$	Störfallkategorie 2	1,0 mSv
	$1E-6 < H \leq 1E-4$	Störfallkategorie 3	100 mSv
4/5	$H \leq 1E-6$	Auslegungsüberschreitende Störfälle	

Tabelle 4-1: Sicherheitsebenen und Störfallkategorien

Bei Störfällen, die mit einer Häufigkeit zwischen $1E-01$ und $1E-02$ pro Jahr zu erwarten sind, muss der Betrieb so ausgelegt sein, dass ein einzelner Störfall eine zusätzliche Dosis von höchstens dem für diesen Betrieb festgelegten quellenbezogenen Dosisrichtwert (vgl. Art. 7 StSV [5]) zur Folge hat. Dieser beträgt für das KKM $0,3 \text{ mSv}$. Bei Störfällen, die mit einer Häufigkeit zwischen $1E-02$ und $1E-04$ pro Jahr zu erwarten sind, muss der Betrieb so ausgelegt sein, dass die aus einem einzelnen Störfall resultierende Dosis für nichtberuflich strahlenexponierte Personen höchstens 1 mSv beträgt. Bei Störfällen, die mit einer Häufigkeit zwischen $1E-04$ und $1E-06$ pro Jahr zu erwarten sind, muss der Betrieb so ausgelegt sein, dass die aus einem einzelnen Störfall resultierende Dosis für nichtberuflich strahlenexponierte Personen höchstens 100 mSv beträgt.

Auch die zu erfüllenden technischen Kriterien gemäss der Art. 8 bis 11 der Gefährdungsanahmenverordnung [1] sind mit zunehmender Häufigkeit eines Ereignisses strenger.

Schritt 3: Technische Bewertung des Ereignisses

Das Ereignis wird technisch hinsichtlich der erforderlichen Systeme und Operateurhandlungen zu dessen Beherrschung und hinsichtlich der Einhaltung der ereignisspezifischen Akzeptanzgrenzwerte bewertet. Dazu werden der Ablauf des Ereignisses und das Verhalten der Anlage untersucht. Das Anlageverhalten im Verlauf des Ereignisses lässt sich beispielsweise charakterisieren durch neutronenphysikalische Grössen (wie die Nachzerfallswärmeleistung) und thermohydraulische Grössen (wie die Temperaturen im Brennelementlagerbecken). Es werden Aussagen zu möglichen Beschädigungen an der Anlage und ggf. der Barrieren um radioaktive Stoffe getroffen. Die Art und Menge gegebenenfalls freigesetzter Stoffe wird ermittelt (beispielsweise die Freisetzungsfaktoren bei einem Fassabsturz). Die Systeme und Operateurhandlungen, welche zur Linderung des Ereignisses zum Einsatz kommen, werden identifiziert. Auf dieser Grundlage wird bewertet, ob die technischen Kriterien der Gefährdungsanahmenverordnung [1] für die Bewertung des Schutzes gegen Auslegungsstörfälle erfüllt werden.

Die Anforderungen an die DSA sind in der Richtlinie ENSI-A01 [6] geregelt. Gemäss dieser Richtlinie sind bei der Analyse zusätzliche erschwerende Randbedingungen anzunehmen: Gemäss dem Kapitel 4.2.2 der ENSI-A01 [6] ist ein vom auslösenden Ereignis unabhängiger Einzelfehler zu unterstellen, der die Ereignisbeherrschung am meisten einschränkt. Im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten besteht der Einzelfehler in der Regel aus einem Vorgang, der zu einer Erhöhung der freigesetzten Aktivität führen würde. Die zusätzlichen Ausfallannahmen gemäss dem Kapitel 4.4.3 der ENSI-A01 werden getroffen, insbesondere das Versagen von Bauwerken und Systemen als Folge des auslösenden Ereignisses und der Ausfall der externen Stromversorgung zum ungünstigsten Zeitpunkt des Störfallablaufs. Das Instandhaltungskriterium gemäss dem Kapitel 4.4.2 der ENSI-A01 wird berücksichtigt.

Die technische Analyse ermittelt die Anfangs- und Randbedingungen für die radiologischen Analysen.

Schritt 4: Radiologische Bewertung des Ereignisses

Die technische Bewertung gibt den Störfallablauf vor. In einer radiologischen Analyse wird die Folgedosis aus einem Ereignis für die Bevölkerung in der Umgebung des Kraftwerks ermittelt.

Bei Störfällen mit einem Potential zur Freisetzung von radioaktiven Stoffen werden zunächst der Nuklidvektor und das Aktivitätsinventar bestimmt, also die Zusammensetzung und die Menge an Stoffen, die in einem Störfall in die Anlage freigesetzt werden könnten. Danach werden, basierend auf Resultaten der technischen Analysen, die radioaktiven Quellterme bestimmt. Diese Quellterme beinhalten die Menge, die Beschaffenheit und die Zusammensetzung sowie den zeitlichen Verlauf der Freisetzung von radioaktiven Stoffen, wobei Abscheidungs- und Rückhalteeffekte der Anlage sowie die Ausbreitung begünstigende Effekte, wie thermische Überhöhungen durch Kamineffekte und Brände, berücksichtigt sind. Daran anschliessend werden Ausbreitungsrechnungen durchgeführt, die den Transport der freigesetzten radioaktiven Stoffe sowie deren Wirkung auf die Bevölkerung simulieren und die Folgedosen des Störfalls für die meistbetroffenen Personen errechnen. Dabei werden entsprechend den Vorgaben der Richtlinie ENSI-G14 [7] sämtliche relevanten Belastungspfade und Effekte (externe Strahlung, Ingestion, Inhalation, Deposition und Resuspension) analysiert und deren Beiträge zusammengerechnet. Die Ausbreitungsrechnungen wurden mit dem Programm EXPO-G14 [8] durchgeführt.

Schritt 5: Nachweisführung

In der technischen und radiologischen Analyse wird nachgewiesen, dass entsprechend der Gefährdungsannahmenverordnung [1] die grundlegenden Schutzziele zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit eingehalten werden und die Kriterien für die Bewertung des Schutzes gegen Auslegungsfälle erfüllt werden. Die technische Analyse weist die Erfüllung der technischen Kriterien für die Bewertung des Schutzes gegen Auslegungsfälle nach. Die radiologische Störfallanalyse erbringt den Nachweis, dass bei dem angenommenen Ereignis die vorgegebenen Dosislimiten, die in der Strahlenschutzverordnung [5] festgelegt sind, eingehalten werden.

4.2 Ereignisspektrum

Das für eine Einzelbetrachtung dargestellte Vorgehen muss für alle möglichen Ereignisse analog durchgeführt werden. Zu diesem Zweck wird systematisch ein abdeckendes Ereignisspektrum unter spezieller Berücksichtigung der Stilllegung abgeleitet, das die Stilllegungsphasen 1 und 2 abdeckt. Für die Stilllegungsphase 3 sind keine Betrachtungen erforderlich, da in der Anlage nach der Auszonung keine radiologische Gefahrenquelle mehr vorhanden ist. Das systematisch ermittelte Ereignisspektrum wird anschliessend nach dem oben beschriebenen Vorgehen bewertet.

Das Ereignisspektrum wird abgeleitet, indem alle sicherheitstechnisch relevanten Ereignisse, welche im Verlauf der Stilllegung möglich sind, berücksichtigt werden. Das Kapitel 4.2.1 erläutert die Vorgehensweise. Die eigentliche Ableitung findet sich im Kapitel 4.2.2. Das Kapitel 4.2.3 enthält eine tabellarische Darstellung des Ereignisspektrums für den Leistungsbetrieb und alle Phasen nach der Endgültigen Einstellung des Leistungsbetriebs (EELB) inklusive der Stilllegungsphasen 1 und 2. Die Schlussfolgerungen hinsichtlich des Ereignisspektrums werden im Kapitel 4.2.4 präsentiert.

4.2.1 Vorgehensweise

Bis zum Ende der Stilllegung durchläuft das KKM verschiedene Phasen: Leistungsbetrieb inkl. Revisionsstillstand, Etablierung des Technischen Nachbetriebs und die Stilllegungsphasen 1 und 2 (s. Kapitel 2). In der Stilllegungsphase 3 ist die Anlage bereits ausgezont und es ist nachweislich kein radiologisches Gefährdungspotential mehr vorhanden. Das bedeutet, dass keine Ereignisse mehr möglich sind, welche gemäss der KEV Art. 4 [3] die Sicherheit beeinträchtigen können. Deshalb ist für diese Phase keine DSA notwendig. Das Ereignisspektrum für die Phasen nach der EELB

wurde ausgehend vom Ereignisspektrum für den Leistungsbetrieb entwickelt. Das abdeckende Ereignisspektrum für den Leistungsbetrieb wurde gemäss den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A01 erstellt.

Das abdeckende Ereignisspektrum für den Leistungsbetrieb und alle Betriebszustände wurde systematisch ermittelt. Das Spektrum der internen auslösenden Ereignisse basiert auf einer systematischen Variation der physikalischen Reaktorparameter. Als externe auslösende Ereignisse wurde das Ereignisspektrum gemäss ENSI-A01 [6] berücksichtigt. Weiterhin wurde im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse eine systematische Überprüfung möglicher externer auslösender Ereignisse auf Basis der NUREG/CR-2300 [9] durchgeführt. Die für das KKM relevanten Ereignisse wurden in das Ereignisspektrum aufgenommen. Die DSA für den Betrieb umfasst darüber hinaus alle identifizierten internen und externen sowie die ausgewählten auslegungsüberschreitenden Ereignisse, die in der Richtlinie ENSI-A01 aufgeführt sind.

4.2.2 Ableitung des Ereignisspektrums

In diesem Kapitel werden alle sicherheitstechnisch relevanten Ereignisse abgeleitet, welche nach der EELB möglich sind.

Das abdeckende Ereignisspektrum nach der detaillierten deterministischen Störfallanalyse ist die Auswahl aller internen und externen systemübergreifenden Ereignisse, welche für das KKM für den Leistungsbetrieb inklusive Revisionsstillstand relevant sind. Es bildet jedoch auch eine geeignete Basis zur Bewertung der neuen Anlagekonfigurationen und der Stilllegungsarbeiten nach der EELB. Ausgehend von diesem Ereignisspektrum wurde als erster Schritt überprüft, ob die bereits vorhandenen Ereignisse nach der EELB in den veränderten Anlagenzuständen oder während der Stilllegungsarbeiten weiterhin zu berücksichtigen sind. In einem zweiten Schritt wurden neue abdeckende Anlagenzustände und die Stilllegungsarbeiten schutzzielorientiert bewertet und daraus mögliche neue Ereignisse systematisch abgeleitet. Das Ergebnis der Überprüfung wird im Kapitel 4.2.3 in der Tabelle 4-2 dargestellt.

Für den Zeitraum der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und die Stilllegungsphase 1 wird nachfolgend überprüft, ob für die Lagerung und den Abtransport der Brennelemente (BE) neue Ereignisse auftreten können.

Die Anlagenzustände im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs entsprechen denjenigen der Jahresrevision. Allerdings werden sie mit insgesamt ca. neun Monaten länger aufrechterhalten als in der Jahresrevision, die etwa einen Monat dauert. In dieser Phase befinden sich die BE des letzten Kerns im Reaktordruckbehälter (RDB). Dieser ist anfänglich geschlossen und wird im Verlauf dieser Phase geöffnet. Gegen Ende dieser Phase werden die BE aus dem RDB in das Brennelementlagerbecken (BEB) verbracht. Eine solche komplette Ausladung ist prinzipiell auch bei Jahresrevisionen vor der EELB möglich und stellt keine neuen Anforderungen an die Lagerung im BEB dar. Aus diesen Gründen wird die sicherheitstechnische Bewertung der oben genannten Anlagenzustände im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs durch die existierenden deterministischen Analysen für den Leistungsbetrieb inklusive Revision abgedeckt. Grundlegend neue Ereignisse wurden nicht identifiziert.

Stilllegungsphase 1

In der Stilllegungsphase 1 befinden sich sämtliche BE im BEB. Wie bereits festgestellt wurde, stellt dies keine neuen Anforderungen an die Lagerung im BEB dar. Die autarke redundante BEB-Kühlung (Arbek) ist umgesetzt. Die Lagerung der BE im BEB in der Stilllegungsphase 1 wird nachfolgend diskutiert und potentielle neue Ereignisse werden daraus abgeleitet. Anschliessend wird der Abtransport der BE diskutiert.

Im Rahmen der Kernausslegung wird die Unterkritikalität der BE im BEB durch die BE-Auslegung und Abbrand-spezifische Analysen sichergestellt. Das Ergebnis ist, dass Reaktivitätsstörfälle unabhängig von der Anordnung der BE bei der Lagerung im BEB nicht auftreten können.

Die Anlageänderungen zur Arbek erhöhen die Sicherheit der BEB-Kühlung. Ein möglicher Ausfall der BEB-Kühlung wurde bereits für den Betrieb betrachtet. Die Analyse des Ausfalls der Kühlung wird für die Stilllegung unter Berücksichtigung der Arbek-Systeme und der Stilllegungsarbeiten angepasst.

Der Einschluss der radioaktiven Stoffe bei der Lagerung der BE ist vor der EELB und in den nachfolgenden Phasen durch die Integrität des Kernbrennstoffs und der BE-Hüllrohre sichergestellt. Das Sekundärcontainment bleibt auch in der Stilllegungsphase 1 als Barriere vorhanden. Deshalb haben Arbek und die Stilllegungsarbeiten keine grundlegend neuen Ereignisse zur Folge.

Die Begrenzung der Strahlenexposition bei der BE-Lagerung ist vor der EELB und in den nachfolgenden Phasen durch den Einschluss der radioaktiven Stoffe und durch die Überdeckung der BE im BEB mit Wasser sichergestellt. Es lassen sich keine grundlegend neuen Ereignisse ableiten.

Im Verlauf des Betriebs des KKM wurden bereits viele abgeklungene BE abtransportiert. Der Abtransport der BE nach der EELB findet in der Stilllegungsphase 1 statt. Dabei kommen auch weiterhin dafür geeignete BE-Transportbehälter zum Einsatz. Grundlegend neue Ereignisse, die bisher nicht berücksichtigt wurden, wurden nicht identifiziert.

Ergebnis

Es lässt sich zusammenfassen, dass das Ereignisspektrum in der Stilllegungsphase 1 im Hinblick auf die Lagerung und den Transport der BE vollständig ist und dass keine grundlegend neuen Ereignisse auftreten können. Die identifizierten Ereignisse können jedoch aufgrund der Anlageänderungen verändert ablaufen, so dass die Analysen für die Stilllegungsphase 1 angepasst oder neu durchgeführt werden müssen.

Stilllegungsphase 2

Das Ereignisspektrum wurde entsprechend dem Stand der Technik abgeleitet. Dabei wurden die in Deutschland beim Rückbau von Kernkraftwerken gewonnenen Erfahrungen, der Stilllegungsleitfaden [10] und die Leitlinien zur Stilllegung [11] berücksichtigt. Ferner wurden die IAEA-Unterlagen zur Stilllegung (siehe [12] und [13]) beigezogen.

Ergebnis

Alle Ereignisse, die in der Stilllegung möglich sind, werden bereits durch die vorhandenen internen und externen Ereignisse abgedeckt. Grundlegend neue Ereignisse können in der Stilllegung nicht auftreten. Die identifizierten Ereignisse können jedoch aufgrund der Stilllegungsarbeiten verändert ablaufen, so dass die Analysen für die Stilllegungsphasen 1 und 2 angepasst oder neu durchgeführt werden müssen.

Stilllegungsphase 3

Die Stilllegungsphase 3 beginnt nach der Freimessung / Aufhebung der Kontrollierten Zonen und der abgeschlossenen beweissichernden Messungen auf dem Areal. Sie schliesst mit der behördlichen Feststellung ab, dass keine radiologische Gefahrenquelle mehr vorliegt. Es sind keine Ereignisse möglich, die eine Freisetzung radioaktiver Stoffe oder eine unzulässige Bestrahlung von Personen bewirken können. Die nukleare Sicherheit ist dementsprechend gewährleistet.

Ergebnis

Für die Stilllegungsphase 3 müssen keine Ereignisse sicherheitstechnisch analysiert werden.

4.2.3 Tabellarische Darstellung des Ereignisspektrums

Tabelle 4-2 stellt das Ereignisspektrum für die verschiedenen Phasen beginnend beim Leistungsbetrieb, im Zeitraum der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und den Stilllegungsphasen 1 und 2 dar. Darin finden sich folgende Ereignistypen: Anticipated Operational Occurences (AOO), Accidents (ACC), Interne Ereignisse nach ENSI-A01 [6] (Internal Events - IE), Externe Ereignisse nach ENSI-A01 (External Events - EE), auslegungsüberschreitende Ereignisse nach ENSI-A01 (Beyond Design Events - BDE). Für jeden Ereignistyp und jede Phase wird die Anzahl der Ereignisse aufsummiert. Am Ende der Tabelle werden die Gesamtzahlen der Ereignisse für jede Phase aufsummiert.

Die Diskussion der Ereignisse in Bezug auf die Stilllegung wird in Kapitel 4.3 unter dem jeweils in Tabelle 4-2 angegebenen Kapitel geführt. Bei einigen Ereignissen sind auch Unterereignisse aufgeführt. Diese beziehen sich nicht notwendigerweise auf alle Phasen. Die Ergebnisse der analysierten Störfälle sind in Kapitel 4.4 dargestellt.

Typ	Bezeichnung	Relevanz ("X")					Behandlung in Kapitel 4.3
		Leistungs- betrieb	Etab. Techn. Nachbetrieb	SP 1	SP 2	SP 3	
AOO	Ausfall Speisewasservorwärmer	X					
AOO	Unbeabsichtigte Abfahrkühlung mit dem Abfahr- und Torus- kühlsystem (Shutdown and Torus Cooling System, STCS)	X					
AOO	Unbeabsichtigte Inbetriebnahme des Reactor Core Isolation Cooling System (RCIC)	X					
AOO	Ausfall des STCS im Abfahrkühlbetrieb	X	X				
AOO	Vordruckregler Versagen (steigender Druck)	X					
AOO	Generator-Lastabwurf	X					
AOO	Turbinenschnellschluss (TSS)	X					
AOO	Schliessen eines Main Steam Isolation Valve (MSIV)	X					
AOO	Schliessen von zwei MSIV	X					
AOO	Schliessen aller MSIV	X					
AOO	Verlust der Hauptwärmesenke	X					
AOO	Ausfall einer Reaktorumwälzpumpe	X					
AOO	Ausfall beider Reaktorumwälzpumpen	X					
AOO	Versagen Umwälzmengenregelung (sinkender Kerndurch- satz)	X					
AOO	Unkontrolliertes Hochfahren der Reaktorumwälzmengenrege- lung	X					
AOO	Versagen Umwälzmengenregelung (steigender Kerndurch- satz)	X					
AOO	Inbetriebnahme einer nichtdurchströmten Umwälzschleife	X					
AOO	Steuerstab-Ausfahrfehler	X	X				
AOO	Fehlfahren eines Steuerstabs	X	X				
AOO	Versagen Speisewasserregelung (maximale Pumpenleistung)	X					
AOO	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Safety Relief Valve (SRV, übersetzt Sicherheitsabblaseventil)	X	X				
AOO	Vordruckregler Versagen (sinkender Druck)	X					
AOO	Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung - Ausfall der externen Stromversorgung - Ausfall aller 6 kV-Schienen	X	X	X	X		4.3.1 4.3.2
AOO	Ausfall Speisewasserversorgung	X					
AOO	Anzahl	24	5	1	1	0	
ACC	Steuerstabfall	X	X				
ACC	Fehler bei der Kernbeladung	X					
ACC	Blockieren einer Reaktorumwälzpumpe	X					
ACC	Wellenbruch einer Reaktorumwälzpumpe	X					

Typ	Bezeichnung	Relevanz ("X")					Behandlung in Kapitel 4.3
		Leistungs- betrieb	Etab. Techn. Nachbetrieb	SP 1	SP 2	SP 3	
ACC	Loss Of Coolant Accident (LOCA, übersetzt Kühlmittelverlust-störfall) im Primärcontainment	X	X				
ACC	Bruch einer Messleitung innerhalb des Primärcontainments	X	X				
ACC	Brennelement-Handhabungs-Störfall	X	X	X			4.3.3
ACC	Bruch einer Messleitung ausserhalb des Primärcontainments	X	X				
ACC	Bruch Frischdampf-Leitung ausserhalb des Primärcontainments	X	X				
ACC	Bruch Speisewasserleitung ausserhalb des Primärcontainments	X	X				
ACC	Störungen im Abgassystem	X					
ACC	Versagen der radioaktiven Abwasseraufbereitung	X	X	X	X		4.3.4
ACC	Anzahl	12	8	2	1	0	
IE	Interner Brand	X	X	X	X		4.3.5
	- Brand innerhalb von Gebäuden der Kontrollierten Zone						4.3.6
	- Brand ausserhalb von Gebäuden der Kontrollierten Zone						4.3.7
	- Brand im Reaktorgebäude oder Maschinenhaus mit Ausfall von Arbek-B						4.3.8
	- Brand im SUSAN mit Ausfall von Arbek-S						4.3.9
IE	Interne Überflutung	X	X	X	X		4.3.10
	- Austreten radioaktiver Flüssigkeiten						4.3.11
	- Ausfall von Systemen durch interne Überflutung						4.3.12
	- Auswaschen oder Mitführung radioaktiver Stoffe						4.3.13
	- Interne Überflutung mit Ausfall von Arbek-B						4.3.14
IE	Interne Überflutung des SUSAN mit Ausfall von Arbek-S	X	X	X	X		4.3.15
							4.3.16
IE	Versagen von Grosskomponenten oder Einrichtungen	X					
IE	Fehlhandlungen des Betriebspersonals	X	X	X	X		4.3.15
	- Kollision bei Transportvorgängen auf dem Areal						4.3.16
IE	Beschädigung von Einrichtungen	X	X	X			4.3.17
IE	Absturz schwerer Lasten	X	X	X	X		4.3.18
	- Absturz Behälter mit radioaktiven Stoffen im Reaktorgebäude						4.3.19
	- Absturz Behälter mit radioaktiven Stoffen im Maschinenhaus						4.3.20
	- Absturz Behälter mit radioaktiven Stoffen im Zwischenlager						4.3.21
	- Absturz Behälter mit radioaktiven Stoffen auf dem Areal						4.3.22
	- Absturz von Anlagenteilen						4.3.23
	- Absturz schwerer Lasten auf Behälter mit radioaktiven Stoffen						4.3.24
	- Absturz des Brennelementbehälters im Reaktorgebäude						4.3.25
	- Absturz des Brennelementbehälters im Maschinenhaus						4.3.26
	- Abstürze auf das Brennelementlagerbecken (BEB)						4.3.27
IE	Rohrausschlag (pipe whipping), Projektil (missile)	X					
IE	Interne Explosionen	X	X	X	X		4.3.28

Typ	Bezeichnung	Relevanz ("X")					Behandlung in Kapitel 4.3
		Leistungsbe- trieb	Etab. Techn. Nachbetrieb	SP 1	SP 2	SP 3	
IE	Leckagen/Brüche in an das BEB anschliessenden Leitungen	X	X	X			4.3.29
IE	Anzahl	9	7	7	5	0	
EE	Erdbeben	X	X	X	X		4.3.30
EE	Externe Überflutung	X	X	X	X		4.3.31
EE	Flugzeugabsturz	X	X	X	X		4.3.32
EE	Extreme Wetterbedingungen	X	X	X	X		4.3.33
EE	Externe Explosionen, Gaswolken	X	X	X	X		4.3.34
EE	Externer Brand	X	X	X	X		4.3.35
EE	Beeinträchtigung oder Unterbruch der externen Kühlwasser- zufuhr	X	X	X			4.3.36
EE	Blitzschlag	X	X	X	X		4.3.37
EE	Anzahl	8	8	8	7	0	
BDE	Versagen der Reaktorschnellabschaltung bei Anforderung (ATWS)	X					
BDE	Ausfall des Hauptkommandoraums	X	X	X	X		4.3.38
BDE	Ausfall der gesamten Nachwärmeabfuhr	X	X				
BDE	Ausfall der Kernnotkühlung	X	X				
BDE	Ausfall der Brennelementlagerbeckenkühlung	X	X	X			4.3.39
BDE	Totalausfall der Wechselstromversorgung (Station Blackout)	X	X	X	X		4.3.40
AÜE	Anzahl	6	5	3	2	0	
Alle	Gesamtzahl Ereignisse	59	33	21	16	0	

Tabelle 4-2: Ereignisspektrum für die verschiedenen Phasen; relevante Ereignisse mit "X" gekennzeichnet

4.2.4 Schlussfolgerungen

Die systematische Untersuchung hat ergeben, dass in der Stilllegung über die Ereignisse des Spektrums aus dem Leistungsbetrieb hinaus keine grundlegend neuen Ereignisse auftreten können. Die identifizierten Ereignisse können jedoch verändert ablaufen, so dass die Analysen für die Stilllegungsphasen 1 und 2 angepasst oder neu durchgeführt werden müssen.

4.3 Einzelbetrachtung der Störfälle gemäss DSA

In diesem Kapitel werden die Ereignisse des im Kapitel 4.2 abgeleiteten Spektrums für die Stilllegungsphasen 1 und 2 anhand einzelner Steckbriefe diskutiert. Die Ereignisse, welche in diesen Stilllegungsphasen relevant sind, werden unter spezifischer Berücksichtigung der Lagerung der Brennelemente (BE) im Brennelementlagerbecken (BEB) und der Stilllegungsarbeiten ausführlich behandelt. Die Reihenfolge der Ereignisse in diesem Kapitel entspricht derjenigen aus Tabelle 4-2.

Den Steckbriefen derjenigen Ereignisse, die sich zu einer Kategorie gruppieren lassen (beispielsweise Kategorie interne Brand-Ereignisse oder Absturz schwerer Lasten), wird in der Regel eine einleitende allgemeine Beschreibung vorangestellt.

Im Folgenden werden einleitend die Grundlagen zur Nachweisführung vertieft. Zudem wird der bei den radiologischen Analysen zugrunde gelegte Nuklidvektor beschrieben.

Grundlagen zur Nachweisführung

Wie bereits in Kapitel 4.1 beschrieben, wird die Erfüllung der Schutzziele durch die Einhaltung der technischen und radiologischen Kriterien der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1] gewährleistet. In den Steckbriefen wird das Einhalten der technischen Kriterien wie folgt aufgezeigt.

Art. 8: Die Wirksamkeit der technischen und organisatorischen Schutzmassnahmen zur Umsetzung des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsvorsorge (s. Kapitel 3.1) wird wie folgt nachgewiesen. Es wird aufgezeigt, dass jedes Ereignis des Spektrums auf seiner jeweiligen Sicherheitsebene (3 bzw. 4), d.h. mit den entsprechenden Schutzmassnahmen und unter Einhaltung der entsprechend gültigen Kriterien, beherrscht wird.

Art. 9 bis 11: Es werden zusätzliche technische Kriterien zur Gewährleistung der Unterkritikalität, der Kühlung der Brennstab-Hüllrohre und der Integrität der Barrieren für die Störfallkategorien 1 bis 3 angeführt.

Die Unterkritikalität ist im Zusammenhang mit der Brennelement-Lagerung im BEB in der Stilllegungsphase 1 nachzuweisen. Sie ist wie in Kapitel 4.2.2 beschrieben gewährleistet.

Die zyklusspezifische Kernausslegung stellt unverändert zum vorausgegangenen Betrieb sicher, dass die verwendeten BE im BEB in den BE-Lagergestellen sicher gelagert werden können. Dies wird im Rahmen der Freigabe zur Änderung einer Kernbeladung von der Aufsichtsbehörde auch bestätigt. Darüber hinaus verfügt das KKM wie bisher über Möglichkeiten, im Rahmen von Notfallmassnahmen borhaltiges Wasser in das BE-Becken einzubringen.

Das Ereignis Reaktivitätsstörung kann deshalb nicht auftreten. Die Unterkritikalität ist bei allen Ereignissen stets gewährleistet.

Der ausreichende Wärmeübergang von den Brennstab-Hüllrohren an das Kühlmittel im BEB ist stets gewährleistet, solange die Wasserhöhe im BEB nicht unter die Oberkante des aktiven Kernbrennstoffs sinkt. In den folgenden Steckbriefen wird eine Begrenzung der Wassertemperatur im BEB auf höchstens 60 °C als hinreichende Bedingung für den ausreichenden Wärmeübergang verwendet. Das technische Regelwerk des KKM lässt Wassertemperaturen im BEB bis 52 °C für den Normalbetrieb und Ereignisse bis zur Sicherheitsebene 2 zu. Eine Temperatur bis 60 °C ist für Ereignisse der Sicherheitsebene 3 (Störfälle) zulässig.

Integrität der Brennstab-Hüllrohre: Im BEB sind eine mechanische Beschädigung oder eine Beschädigung aufgrund einer Überhitzung denkbar. Wird in der Analyse wie oben beschrieben belegt, dass

der ausreichende Wärmeübergang von den Brennstab-Hüllrohren an das Kühlmittel im BEB gewährleistet ist, so lässt sich eine Beschädigung dieser Barriere aufgrund einer Überhitzung ausschliessen.¹

Integrität des Reaktorkühlkreislaufes und des Primärcontainments: Für die Lagerung der BE im BEB haben diese Barrieren keine Bedeutung. Für die Ereignisse der Störfallkategorien 1 bis 3, die im Zusammenhang mit der BE-Lagerung stehen, wird jedoch die Integrität des Sekundärcontainments nachgewiesen.

Nuklidvektoren

Die nachfolgend bewerteten Ereignisse lassen sich für die radiologischen Sicherheitsanalysen durch insgesamt drei verschiedene, abdeckende Nuklidvektoren charakterisieren. In die ersten beiden Nuklidvektoren geht das Nuklidinventar für den Kern zum Zeitpunkt der Abschaltung ein, welches alle Kernbeladungen vor der EELB abdeckt. Dieses Nuklidinventar wurde mit dem Programm Spent Nuclear Fuel [14] unter Einhaltung der Vorgaben der Richtlinie ENSI-A08 [15] berechnet. Alle drei Nuklidvektoren werden nachfolgend beschrieben.

1) Nuklidvektor für Brennelement Handhabungs-Störfall

Aus dem oben genannten Nuklidinventar für den Kern wurde der Nuklidvektor für den Brennelement-Handhabungs-Störfall (Kapitel 4.3.3) berechnet. Dabei wurde der radioaktive Zerfall der Nuklide im Verlauf der neun Monate bis zum Beginn der Stilllegungsphase 1 berücksichtigt. Nach dieser Zeit sind bereits grosse Mengen der kurzlebigen Nuklide zerfallen.

2) Nuklidvektor für Stilllegungs-Ereignisse

Der Nuklidvektor für die Stilllegungs-Ereignisse berücksichtigt die Aktivierung von Bauteilen und die Kontamination oberflächennaher Bereiche aufgrund von Brennstoffschäden, die mehr als 20 Jahre zurückliegen. Die Aktivierungsprodukte werden durch Co-60 repräsentiert. Für die Spaltprodukte stellt Cs-137 das Leitnuklid dar. Dessen Aktivität beträgt 1 % der Co-60-Aktivität. Dies ergaben die Untersuchungen des radiologischen Zustands während der Revisionen der vergangenen Jahre. Die Aktivität der übrigen zu berücksichtigenden Spaltprodukte und der Actiniden relativ zu derjenigen von Cs-137 ergibt sich aus dem oben genannten Nuklidinventar für den Kern, wobei der radioaktive Zerfall binnen 20 Jahren berücksichtigt wurde. Nuklide, deren Anteil relativ zu Cs-137 kleiner als 1 % ist, werden nicht berücksichtigt.

3) Nuklidvektor für Stilllegungs-Ereignisse mit aktivierten Kerneinbauten

Die Aktivierungsprodukte werden durch Co-60 repräsentiert. Für die aktivierten Kerneinbauten, die zusätzlich eine Oberflächenkontamination aufweisen, ist die Aktivität des Co-60 um mehrere Zehnerpotenzen höher als die der übrigen Nuklide. Bei den radiologischen Analysen für Ereignisse, bei denen Material aus der fernbedienten Demontage der aktivierten Kerneinbauten freigesetzt wird, können die übrigen Nuklide deshalb unberücksichtigt bleiben.

¹ In der PSA der Stufe 2 wurde nachgewiesen, dass sogar eine Luft-Kühlung ausreichend ist, um einen Brennstoffschaden zu verhindern.

4.3.1 Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung – Ausfall der externen Stromversorgung

Der Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung kann durch einen Ausfall der externen Stromversorgung ausgelöst werden.

Relevanz

Der Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung, der durch den Ausfall der externen Stromversorgung ausgelöst wird, kann Auswirkungen auf die Sicherheit im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und der Stilllegungsphasen 1 und 2 haben. Aus diesen Gründen wird dieses Ereignis für die Etablierung des Technischen Nachbetriebs und die Stilllegungsphasen 1 und 2 berücksichtigt. Im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs sind Änderungen an der Stromversorgung geplant. Für die Stilllegungsphasen 1 und 2 wird es im Zusammenhang mit der Lagerung der BE und mit den Stilllegungsarbeiten neu bewertet.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die Häufigkeit des Ausfalls der externen Stromversorgung wird in der Stilllegungsphase 1 gegenüber dem Leistungsbetrieb durch die Anpassung der Netzanbindungen steigen. Auch wenn die Häufigkeit steigt, hat dies keine Auswirkungen auf die Störfallkategorie (SFK). Vereinfachend wird deshalb auf der Grundlage des Planungsstands die Eintrittshäufigkeit aus dem Leistungsbetrieb für den Ausfall der 50kV-Einspeisung angenommen. Die Eintrittshäufigkeit dieses Ereignisses beträgt unter Berücksichtigung des Einzelfehlers $2,4E-03/a$. Das Ereignis wird in SFK 2 eingestuft.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Sinngemäss sind die Bewertungskriterien der Gefährdungsannahmenverordnung mit und ohne Einzelfehler nach den relevanten Artikeln 7-11 [1] anzuwenden.
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen für das einzelne Ereignis gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 1 mSv mit Berücksichtigung des Einzelfehlers und 0,3 mSv ohne Einzelfehler für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Bei einem Ausfall der externen Stromversorgung kann die einzelfehlerfeste Notstromversorgung die Stromversorgung sicherstellen. Deshalb lässt sich die betriebliche Kühlung des Kernbrennstoffs im BEB mit Arbek-B aufrecht erhalten. Zusätzlich ist das Sicherheitssystem Arbek-S verfügbar, welches mit einem von 2 Notstandsdieselmotorgeneratoren oder dem AMM-Dieselmotor (Accident Management Massnahmen-Dieselmotor) versorgt werden kann.

Die ausreichende Kühlung der Brennelemente ist jederzeit sichergestellt. Eine mechanische Beschädigung der Brennstab-Hüllrohre tritt nicht auf. Die Integrität der Brennstab-Hüllrohre und des Sekundärcontainments ist bei diesem Ereignis gewährleistet.

Bei einem Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung können die Stilllegungsarbeiten jederzeit unterbrochen werden. Der Einschluss der radioaktiven Stoffe ist jederzeit gewährleistet und radiologische Auswirkungen sind demnach ausgeschlossen.

Radiologische Bewertung

Mit diesem Ereignis sind keine radiologischen Folgen verbunden.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.2 Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung – Ausfall der 6 kV-Schienen

Nach der EELB wird die Stromversorgung durch Anpassung der Netzanbindungen umgestaltet. Der Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung kann durch einen Ausfall einer der drei 6 kV-Stromversorgungsschienen ausgelöst werden.

Relevanz

Dieses Ereignis kann Auswirkungen auf die Sicherheit im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und der Stilllegungsphasen 1 und 2 haben. Im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs sind Änderungen an der Stromversorgung geplant. Für die Stilllegungsphasen 1 und 2 wird das Ereignis im Zusammenhang mit der Lagerung der BE und mit den Stilllegungsarbeiten neu bewertet.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die Eintrittshäufigkeit dieses Szenarios beträgt unter Berücksichtigung des Einzelfehlers $1,9\text{E-}03/\text{a}$. In der DSA für den Leistungsbetrieb wurde für den Ausfall einer 6 kV-Schiene eine Häufigkeit von $1,9\text{E-}02/\text{a}$ ermittelt. Dieser Wert wurde in früheren Analysen berechnet und wurde durch das ENSI im Aufsichtsverfahren überprüft. Unter Berücksichtigung der Wahrscheinlichkeit des Einzelfehlers von 0,1 ergibt sich die oben angegebene Häufigkeit von $1,9\text{E-}03/\text{a}$. Das Ereignis wird in die Störfallkategorie 2 eingestuft.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Sinngemäss sind die Bewertungskriterien der Gefährdungsannahmenverordnung mit und ohne Einzelfehler nach den relevanten Artikeln 7-11 [1] anzuwenden.
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen für das einzelne Ereignis gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 1 mSv mit Berücksichtigung des Einzelfehlers und 0,3 mSv ohne Einzelfehler für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Bei einem Ausfall der 6 kV-Stromversorgungsschienen kann die einzelfehlerfeste Notstromversorgung die Stromversorgung sicherstellen. Deshalb lässt sich die betriebliche Kühlung des Kernbrennstoffs im BEB mit Arbek-B aufrecht erhalten. Zusätzlich ist das Sicherheitssystem Arbek-S verfügbar, welches mit einem von 2 Notstandsdieselmotorgeneratoren oder dem AMM-Dieselmotor (Accident Management Massnahmen-Dieselmotor) versorgt werden kann.

Die ausreichende Kühlung der Brennelemente ist jederzeit sichergestellt. Eine mechanische Beschädigung der Brennstab-Hüllrohre tritt nicht auf. Die Integrität der Brennstab-Hüllrohre und des Sekundärcontainments ist bei diesem Ereignis gewährleistet.

Bei einem Ausfall der 6 kV-Stromversorgungsschienen können die Stilllegungsarbeiten jederzeit unterbrochen werden. Der Einschluss der radioaktiven Stoffe ist jederzeit gewährleistet und radiologische Auswirkungen sind demnach ausgeschlossen.

Radiologische Bewertung

Mit diesem Ereignis sind keine radiologischen Folgen verbunden.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.3 Brennelement-Handhabungs-Störfall

Bei diesem Ereignis handelt es sich um den Absturz eines Brennelements während der Brennelementhandhabung. Das Sekundärcontainment stellt für dieses Ereignis die wichtigste Barriere gegen radioaktive Freisetzungen dar. Nach Absturz eines Brennelements erfolgt der Aufprall auf den Reaktorkern bzw. auf ein Lagergestell im BEB oder den Boden des BEB. Das Hebezeug, mit dem die Brennelemente gehoben werden, verfügt über einen Lastbegrenzungsschalter und zwei unabhängige Endlagenschalter, um Schäden durch die senkrechte Aufwärtsbewegung zu vermeiden. Der Absturz des Brennelements ist nur möglich, wenn die Tragstruktur des Brennelements, der Brennelementgreifer oder das Greiferkabel brechen, oder das Brennelement nicht richtig angehängt wurde.

Relevanz

Brennelement-Handhabungen erfolgen im Betrieb und im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und der Stilllegungsphase 1, solange sich Brennelemente im BEB befinden. Der Brennelement-Handhabungs-Störfall ist für die Etablierung des Technischen Nachbetriebs und die Stilllegungsphase 1 relevant. Die Stilllegungsphase 2 startet erst nach dem Abtransport aller Brennelemente. Aufgrund des Ausladens des gesamten Letztkerns, der Anzahl der Brennelement-Handhabungen und -Transporte ändert sich die Häufigkeit dieses Ereignisses gegenüber dem Leistungsbetrieb. Deshalb wird eine Neubewertung des Ereignisses für die Stilllegungsphase 1 vorgenommen.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die Eintrittshäufigkeit unter Berücksichtigung des Einzelfehlers beträgt $8,5E-06/a$. Die Untersuchung zur Bestimmung dieses Werts identifiziert die anlagenspezifischen Versagensszenarien, die zu einem Absturz eines BE führen können, und quantifiziert deren Häufigkeiten. Der oben angegebene Wert entspricht der Summe dieser Häufigkeiten. Das Ereignis wird in SFK 3 eingestuft.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Technische Kriterien nach Art. 8 und 11 der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1]
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 100 mSv für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Die Betriebserfahrungen von Kernkraftwerken in den USA zeigen, dass bei vielen zu unterstellenden Handhabungsfehlern keine BE beschädigt werden [16]. Diese Erfahrung ist auch für das KKM zutreffend, da der KKM-Reaktor vom amerikanischen Hersteller General Electric (GE BWR4) ist. In der vorliegenden Analyse wird konservativ angenommen, dass die Hüllrohre einer äusseren Reihe eines BE beschädigt werden. Ein Teil der in den beschädigten Brennstäben befindlichen Aktivität wird zuerst in das Wasser im Reaktordruckbehälter (RDB) oder im BEB und dann in die Atmosphäre des Sekundärcontainments freigesetzt. Im Fall einer hohen Aktivitätsfreisetzung wird die RG-Lüftung isoliert und das Notabluftsystem gestartet. Die Abluft aus dem Sekundärcontainment wird gefiltert und über den Hochkamin an die Umgebung abgegeben.

Den begrenzenden Einzelfehler in einem System zur Ereignisbeherrschung stellt der Ausfall eines Strangs des Notabluftsystems dar. Aufgrund des redundanten Aufbaus dieses Systems wird die Ereignisbewertung durch den Einzelfehler nicht signifikant beeinflusst.

Radiologische Bewertung

Das Bewertungskriterium für den Nachweis der Einhaltung der Schutzziele ist gemäss Art. 94 StSV [5] die Einhaltung des Dosislimits für nichtberuflich strahlenexponierte Personen in Höhe von 100 mSv für das einzelne Ereignis.

Die lange Abklingzeit von mindestens 9 Monaten vor Beginn der Stilllegungsphase 1, die für das abgestürzte BE unterstellt wurde, geht in die Analyse ein. Die Rückhaltung von Radionukliden im BEB-Wasser wurde bei der Berechnung der Freisetzung unter Verwendung der entsprechenden Faktoren der Richtlinie ENSI-A08 [15] und des Regulatory Guides 1.183 [17] berücksichtigt. Unter diesen Voraussetzungen wurde eine Aktivität von $7,3\text{E}+11$ Bq aus dem BEB-Wasser ermittelt. Dieser Wert basiert auf konservativen Annahmen und unterschreitet das Kriterium für die automatische Auslösung des Notabluftsystems. Eine Filterung der Abluft ist nicht erforderlich, da die Iod-Isotope bereits zerfallen sind. Weil das Notabluftsystem nicht gestartet wird, wird die oben genannte Aktivität von $7,3\text{E}+11$ Bq vollständig über den Hochkamin freigesetzt. Dies ist das Ergebnis einer konservativen Rechnung mit einem mathematischen Modell für den Transport der Radionuklide zum Hochkamin. Die aus den Freisetzungen resultierende maximale Dosis wurde für die am höchsten belastete Gruppe der Kleinkinder in radiologischen Störfallanalysen mit $2,7\text{E}-06$ mSv ermittelt. Dabei kam das Programm EXPO-G14 [8] zum Einsatz. Das Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen in Höhe von 100 mSv für das einzelne Ereignis wird für alle Personengruppen unterschritten. Die resultierende maximale Dosis unterschreitet sogar das für die Störfallkategorie 2 geltende Dosislimit von 1 mSv sowie das für die Störfallkategorie 1 geltende Dosislimit von 0,3 mSv.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.4 Versagen der radioaktiven Abwasseraufbereitung

Kleine Leckagen in den radioaktives Abwasser führenden Anlageleitungen und der Bruch eines der Abwasserbehälter zählen zu den Ereignissen, die zu einer Störung im radioaktiven Abwassersystem führen können. Das Ereignis führt zu einer Leckage innerhalb des Aufbereitungsgebäudes.

Relevanz

Die DSA für den Betrieb berücksichtigt dieses Ereignis. Das System zur Abwasseraufbereitung wird im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und der Stilllegungsphase 1 und 2 betrieben. Dieses Ereignis wird in allen Phasen berücksichtigt.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die Eintrittshäufigkeit dieses Szenarios beträgt $1,1\text{E-}03/\text{a}$. Dieser Wert wurde in der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) für den Leistungsbetrieb ermittelt und wurde durch das ENSI im Aufsichtsverfahren überprüft. Das Ereignis wird in die Störfallkategorie 2 eingeordnet.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Technische Kriterien nach Art. 8 und 10 der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1]
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Die Lagerung der BE im BEB wird durch dieses Ereignis nicht beeinträchtigt. Die technischen Kriterien werden deshalb erfüllt.

Da dieses Ereignis mit den Betriebssystemen auf der Sicherheitsebene 2 beherrscht wird, wird kein zusätzlicher Einzelfehler unterstellt.

Radiologische Bewertung

Das Gebäude ist abgedichtet, so dass das Wasser aus einem defekten Behälter oder einer Leitung nicht in das Grundwasser oder in die Aare gelangen kann. Deshalb hat das Ereignis keine radiologischen Folgen.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.5 Einleitung der Ereignisse der Kategorie interner Brand

Das KKM verfügt über ein umfangreiches Brandschutzkonzept, welches Massnahmen zur Vermeidung von Bränden sowie Systeme zur Branderkennung und zur Begrenzung der Brandausbreitung beinhaltet (z.B. Brandmelder, Sprühflutanlagen). Das Brandschutzkonzept umfasst sowohl aktive als auch passive Brandschutzsysteme und -barrieren, aber auch Eingriffe des Betriebspersonals und der KKM-Betriebsfeuerwehr. Diese kann erforderlichenfalls durch andere Feuerwehren unterstützt werden.

Die Brandlasten in der Anlage werden nach der EELB durch das Entfernen von Turbinenöl und Motorölen aus nicht mehr benötigten Systemen reduziert. Die Analyse berücksichtigt Brandszenarien, bei denen Radioaktivität direkt aus Systemen oder Behältern freigesetzt werden kann, oder bei denen die BE-Lagerung betroffen ist.

4.3.6 Interner Brand – Brand innerhalb von Gebäuden der Kontrollierten Zone

Wesentliche Teile der innerhalb der Kontrollierten Zone vorhandenen betrieblichen Brandlasten (z.B. das Turbinenöl) werden zu einem sehr frühen Zeitpunkt entfernt. Der überwiegende Teil der betrieblichen Brandlasten ist nicht oder nur gering kontaminiert. Ihr Abbrennen hätte daher keine nennenswerten direkte Aktivitätsfreisetzung zur Folge. Ein Brand lokal gesammelter brennbarer radioaktiver Abfälle ist grundsätzlich zu betrachten. Die brennbaren Abfälle werden entsprechend dem Brandschutzkonzept so gesammelt, dass ein unterstelltes Abbrennen auch keine Aktivitätsfreisetzung aus angrenzenden aktivitätsführenden Systemen oder Komponenten bewirken kann. Als abdeckendes Szenario für den Brand innerhalb von Gebäuden der Kontrollierten Zone wurde ein Abbrennen der höchsten brennbaren Aktivitätsansammlung unterstellt. Dieses Szenario ist nachfolgend beschrieben.

Im Maschinenhaus des KKM sollen für die Stilllegung Materialbehandlungseinrichtungen installiert werden. Für diese sind lokale Filteranlagen vorgesehen, die die Luft gezielt aus den Behandlungsstationen absaugen, bevor sie in die Abluftstränge des Maschinenhauses eingeleitet wird. In den Filtereinheiten wird Aktivität akkumuliert.

Als abdeckendes Szenario für einen Brand in der Kontrollierten Zone wird unterstellt, dass es in den Materialbehandlungseinrichtungen zum Brand eines Filters der lufttechnischen Einrichtungen zur Absaugung der Arbeitsbereiche kommt. Dieser Brand wird ausgelöst durch die Verpuffung von Metallstäuben, die beim Abrasivstrahlen entstanden sind und elektrostatisch gezündet werden können.

Relevanz

Dieses Ereignis ist in den Stilllegungsphasen 1 und 2 relevant und wird bewertet.

Für die Stilllegungsphasen 1 und 2 bleibt das Brandschutzkonzept grundsätzlich erhalten und wird lediglich den veränderten Erfordernissen angepasst (z.B. durch den Betrieb der Materialbehandlungseinrichtungen im Maschinenhaus).

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die Eintrittshäufigkeit wurde bei einem kontinuierlichen Betrieb der Abrasivstrahlanlage mit $1\text{E-}02/\text{a}$ abgeschätzt. Unter Berücksichtigung eines einschichtigen Betriebs während weniger als 2'000 h/a (ca. 25 % eines Jahres) ergibt sich eine Eintrittshäufigkeit von $2,5\text{E-}03/\text{a}$. Das Ereignis wird demnach in die Störfallkategorie 2 eingestuft.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Technische Kriterien nach Art. 8 und 10 der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1]
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Die Lagerung der BE im BEB wird durch dieses Ereignis nicht beeinträchtigt. Die technischen Kriterien werden deshalb erfüllt.

Die Filteranlagen sind mit schwer entflammbaren Filtern ausgestattet und räumlich getrennt von den Arbeitsbereichen aufgestellt. Dennoch wird konservativ für das abdeckende Ereignis unterstellt, dass ein Filter der lufttechnischen Einrichtungen zur Absaugung der Arbeitsbereiche brennt. Für dieses Ereignis wird konservativ angenommen, dass kein Stromausfall erfolgt, der einen Ausfall der Lüftungsanlage verursachen würde, und dass es folglich zu einer vollständigen Ableitung der aus den Filtern freigesetzten Aktivität über den Hochkamin kommt.

Radiologische Bewertung

Eine schwerwiegendere Auswirkung des Ereignisses als die vollständige Freisetzung der gesamten in der Filtereinheit konservativ unterstellten Aktivitätsmenge kann ausgeschlossen werden. Ein zusätzlicher Einzelfehler, der zu einer Erhöhung der freigesetzten Aktivität führen könnte, ist folglich nicht möglich.

Die maximale Aktivitätsbeladung des Filters wurde mit ca. $1\text{E}+09$ Bq konservativ abgeschätzt. Dieser Wert basiert auf einer Berechnung der resultierenden Ortsdosisleistung mit dem Programm Micro-Shield. Wegen der Anforderungen an den radiologischen Arbeitsschutz würde eine derartige Aktivitätsansammlung im Bereich von Dauerarbeitsplätzen entsprechende Abschirmungen erfordern. Durch administrative Regelungen wird sichergestellt, dass die angenommene maximale Aktivitätsbeladung einer Filteranlage während der Stilllegungsarbeiten sicher eingehalten wird. Die über den Hochkamin freigesetzte Aktivität wurde mit ca. $6\text{E}+07$ Bq konservativ abgeschätzt. Dieser Wert basiert auf einer publizierten wissenschaftlichen Studie [18].

Die aus den Freisetzungen resultierende maximale Dosis wurde für die am höchsten belastete Gruppe der Erwachsenen in radiologischen Störfallanalysen mit $1,7\text{E}-03$ mSv ermittelt. Dabei kam das Programm EXPO-G14 [8] zum Einsatz. Das Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis wird für alle Personengruppen eingehalten. Die resultierende maximale Dosis unterschreitet sogar das für die Störfallkategorie 1 geltende Dosislimit von 0,3 mSv.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.7 Interner Brand – Brand ausserhalb von Gebäuden der Kontrollierten Zone

Überall in der Kontrollierten Zone können brennbare radioaktive Abfälle in kleinen Mengen anfallen. Diese werden zentral gesammelt, verpackt und als Radioaktivtransporte zur Weiterverarbeitung versandt. Ein zum Versand vorbereiteter Transportcontainer mit brennbaren radioaktiven Abfällen ist damit das Brandszenario mit der grösstmöglichen Aktivitätsansammlung auf dem Areal. Als abdeckendes Ereignis eines Brandes auf dem Areal wird der Brand eines Transportcontainers ermittelt.

Relevanz

Dieses Ereignis ist in den Stilllegungsphasen 1 und 2 relevant und wird bewertet. Für die Stilllegungsphasen 1 und 2 bleibt das Brandschutzkonzept grundsätzlich erhalten und wird lediglich den veränderten Erfordernissen angepasst (z.B. durch den Betrieb der Behandlungseinrichtungen im Maschinenhaus).

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die Eintrittshäufigkeit wurde als nahezu unmöglich charakterisiert und mit $1E-03/a$ abgeschätzt. Aufgrund der Umstände bei der Beladung des Containers und der Verpackung der brennbaren Abfälle in Stahlfässern (was die Entzündbarkeit der Abfälle erschwert) ist das bewertete Ereignis unter realistischen Annahmen nicht zu unterstellen. Auch ist nicht bekannt, dass ein derartiges Ereignis unter vergleichbaren Umständen an anderen Orten bereits einmal stattgefunden hat. Es existiert deshalb keine Datenbasis, die es gestatten würde, Angaben zur Eintrittshäufigkeit zu machen. Ferner greift bei der Beladung des Containers das Brandschutzkonzept für das KKM. Es bleibt darüber hinaus unberücksichtigt, dass sich das Ereignis nur während eines geringen Teils des Jahres überhaupt ereignen kann. Das Ereignis wird demnach in die Störfallkategorie 2 eingestuft.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Technische Kriterien nach Art. 8 und 10 der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1]
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Die Lagerung der BE im BEB wird durch dieses Ereignis nicht beeinträchtigt. Die technischen Kriterien werden deshalb erfüllt.

Für den Abtransport werden bis zu 51 Fässer einlagig in einen 40'-Container eingestellt. Als abdeckender Fall (höchstmögliches Aktivitätsinventar an dem für die Freisetzung effizientesten Ort) wird postuliert, dass bei der Handhabung ein Brand innerhalb des offenen Containers ausgelöst wird, nachdem die Fässer in diesen eingestellt worden sind. Ein Ausfall der externen Stromversorgung wird unterstellt, führt jedoch nicht zur Änderung des Ablaufs oder der Folgen dieses Ereignisses. Der Brandort befindet sich zwischen Hochkamin, Aufbereitungsgebäude und Zwischenlager und die Freisetzung erfolgt bodennah.

Der einzige Einzelfehler, der zu einer Erhöhung der freigesetzten Aktivität führen könnte, ist das Überschreiten der maximalen Aktivitätsbeladung eines einzelnen Fasses. Aufgrund der Vielzahl der qualitätssichernden Massnahmen beim Befüllen der Fässer wird dieser Einzelfehler jedoch ausgeschlossen.

Radiologische Bewertung

Es wurde konservativ ein Aktivitätsinventar von ca. $2\text{E}+09$ Bq im Container berechnet, das die für den Transport maximal zulässige Dosisleistung in Höhe von $0,1$ mSv/h in einem Abstand von 2 m hervorruft. Dieses Aktivitätsinventar wurde in einer Berechnung mit dem Programm MicroShield ermittelt. Weiterhin wurde unterstellt, dass 10% der Fässer mit brennbarem Abfall innerhalb des $40'$ -Containers innerhalb einer Stunde abbrennen (eine längere Branddauer würde zu einer geringeren Exposition führen). Die bodennah freigesetzte Aktivität wurde mit ca. $1\text{E}+08$ Bq abgeschätzt. Dieser Wert basiert auf einer publizierten wissenschaftlichen Studie [18].

Die aus den Freisetzungen resultierende maximale Dosis wurde für die am höchsten belastete Gruppe der Erwachsenen in radiologischen Störfallanalysen mit $1,5\text{E}-02$ mSv ermittelt. Dabei kam das Programm EXPO-G14 [8] zum Einsatz. Das Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis wird für alle Personengruppen unterschritten. Die resultierende maximale Dosis unterschreitet sogar das für die Störfallkategorie 1 geltende Dosislimit von $0,3$ mSv.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.8 Interner Brand – Brand im Reaktorgebäude oder Maschinenhaus mit Ausfall von Arbek-B

Es werden Brände betrachtet, welche einen Ausfall aller Redundanzen des BEB-Kühl- und Reinigungssystems, des Zwischenkühlwassersystems im RG oder des Hilfskühlwassersystems einschliesslich deren Support-Systeme (Stromversorgung, Luftversorgung) und damit einen Ausfall der betrieblichen Kühlung Arbek-B zur Folge haben. Die Pumpen von Arbek-B befinden sich im RG auf +8m und +16m. Das Sicherheitssystem Arbek-S befindet sich im SUSAN-Notstandsgebäude und ist durch diesen Brand nicht betroffen.

Der Brennstoff, der noch nicht abtransportiert worden ist, befindet sich in der Stilllegungsphase 1 vollständig im BEB. Die autarke redundante BEB-Kühlung (Arbek, siehe Kapitel 2.1) und das Spezielle Unabhängige System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme (SUSAN, siehe Kapitel 2.2) sind in Betrieb.

Relevanz

Dieses Ereignis kann erst nach der Umsetzung von Arbek in der Stilllegungsphase 1 auftreten. Es wird im Hinblick auf die BE-Lagerung bewertet. In der Stilllegungsphase 2 befinden sich keine BE mehr in der Anlage. Deshalb wird das Ereignis für die Stilllegungsphase 2 nicht mehr berücksichtigt.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die Eintrittshäufigkeit dieses Ereignisses beträgt $4,7E-02/a$. Dieser Wert wurde in der PSA für die Stilllegung als Summe der Häufigkeiten aller Brandszenarien in Brandabschnitten im Reaktorgebäude, Maschinenhaus, Pumpenhaus und Betriebsgebäude ermittelt, welche einen kompletten Ausfall von Arbek-B auslösen können. Die Berücksichtigung eines beliebigen Einzelfehlers mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,1 ändert die Eintrittshäufigkeit in $4,7E-03/a$. Dementsprechend wird das Ereignis in die Störfallkategorie 2 eingestuft.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Sinngemäss sind die Bewertungskriterien der Gefährdungsannahmenverordnung mit und ohne Einzelfehler nach den relevanten Artikeln 7-11 [1] anzuwenden.
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen für das einzelne Ereignis gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 1 mSv mit Berücksichtigung des Einzelfehlers und 0,3 mSv ohne Einzelfehler für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Durch den Ausfall von Arbek-B kommt es zu einer langsamen Erwärmung des Wassers im BEB und es ist ein alternativer Pfad für die Nachwärmeabfuhr erforderlich. Nach Überschreiten eines Temperaturgrenzwerts wird das Sicherheitssystem für die BEB-Kühlung (Arbek-S) in Betrieb genommen. Dieses ist so ausgelegt, dass eine Wassertemperatur im BEB von 60 °C nicht überschritten und die im BEB anfallende Nachzerfallsleistung langfristig mit einer hohen Sicherheitsreserve abgeführt wird. Der begrenzende Einzelfehler besteht im Ausfall eines Strangs von Arbek-S. Aufgrund seines redundanten Aufbaus ist Arbek-S einzelfehlerfest, so dass die Kühlfunktion aufrechterhalten werden kann. Arbek-S wird über die beiden Notstandsdieselegeneratoren versorgt.

Die ausreichende Kühlung der Brennelemente ist jederzeit sichergestellt. Eine mechanische Beschädigung der Brennstab-Hüllrohre tritt nicht auf. Die Integrität der Brennstab-Hüllrohre und des Sekundärcontainments ist bei diesem Ereignis gewährleistet.

Radiologische Bewertung

Mit diesem Ereignis sind keine radiologischen Folgen verbunden.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.9 Interner Brand – Brand im SUSAN mit Ausfall von Arbek-S

Es werden Brände betrachtet, die eine Nichtverfügbarkeit des Sicherheitssystems Arbek-S verursachen.

Der Kernbrennstoff, der noch nicht abtransportiert worden ist, befindet sich in der Stilllegungsphase 1 vollständig im BEB. Die autarke redundante BEB-Kühlung (Arbek, siehe Kapitel 2.1) und das Spezielle Unabhängige System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme (SUSAN, siehe Kapitel 2.2) sind in Betrieb.

Relevanz

Dieses Ereignis kann erst nach der Umsetzung von Arbek in der Stilllegungsphase 1 auftreten. Es wird im Hinblick auf die BE-Lagerung bewertet. In der Stilllegungsphase 2 befinden sich keine BE mehr in der Anlage. Deshalb wird das Ereignis für die Stilllegungsphase 2 nicht mehr berücksichtigt.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die Eintrittshäufigkeit dieses Ereignisses beträgt $7,6\text{E-}02/\text{a}$. Dieser Wert wurde in der PSA für die Stilllegung ermittelt. Der Wert entspricht der Summe der Häufigkeiten aller Brand szenarien in Brandabschnitten im SUSAN-Gebäude, welche eine komplette Nichtverfügbarkeit von Arbek-S auslösen können. Dieses Szenario wird demnach in die Störfallkategorie 1 eingeordnet.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Technische Kriterien nach Art. 8 und 10 der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1]
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Bei einem Ausfall von Arbek-S gewährleistet das notstromgesicherte Betriebssystem Arbek-B weiterhin die Kühlung. Die Wassertemperatur im BEB beträgt deshalb stets weniger als 52 °C. Da dieses Ereignis mit den Betriebssystemen auf Sicherheitsebene 2 beherrscht wird, wird kein zusätzlicher Einzelfehler unterstellt.

Die ausreichende Kühlung der Brennelemente ist jederzeit sichergestellt. Eine mechanische Beschädigung der Brennstab-Hüllrohre tritt nicht auf. Die Integrität der Brennstab-Hüllrohre und des Sekundärcontainments ist bei diesem Ereignis gewährleistet.

Radiologische Bewertung

Mit diesem Ereignis sind keine radiologischen Folgen verbunden.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.10 Interne Überflutung – Austreten radioaktiver Flüssigkeiten

Im Rahmen der ggf. erfolgenden Systemdekontamination kann eine Leckage nicht vollständig ausgeschlossen werden. Die Systemdekontamination erfolgt überwiegend an innerhalb des Reaktorgebäudes befindlichen Systemen, da im Maschinenhaus nur wenige für eine Systemdekontamination geeignete Komponenten existieren. Durch die kontinuierliche Überwachung des Dekontaminationskreislaufs würde eine nennenswerte Leckage schnell erkannt, so dass umgehend darauf reagiert werden kann. Die Aktivität in der Dekontaminationsflüssigkeit ist gering, da die Aktivität kontinuierlich aus dem Kreislauf entfernt wird. Ausserdem wird das Wasser aufgrund der niedrigen Temperaturen und Drücke nahezu vollständig flüssig freigesetzt. Es wird innerhalb des Reaktorgebäudes aufgefangen und verlässt dieses nicht unkontrolliert. Aufgrund der niedrigen Temperaturen und Drücke verdunsten nur sehr geringe Mengen Wasser, die nur geringe Mengen an Aktivität enthalten und über die Gebäudelüftung gefiltert abgegeben werden. Die radiologischen Konsequenzen werden durch das nachfolgend beschriebene abdeckende Szenario der Leckage des Kaltkondensatbehälters (KaKo) einhüllend bewertet.

Im Rahmen der fernbedienten Demontage der aktivierten Kerneinbauten ist es prinzipiell möglich, dass es z.B. durch einen Lastabsturz zu einer Leckage der Reaktorgrube oder des Beckens für Reaktoreinbauten kommt. Das austretende Wasser verbleibt innerhalb des Reaktorgebäudes und fliesst dort grossteils zur -11m Ebene. Wegen seiner grossflächigen Verteilung kommt es zwar zu einer stärkeren Verdunstung als wenn sich Wasser in der Reaktorgrube befindet. Die auf diese Weise in die Raumluft gelangende Aktivitätsmenge ist jedoch ohne radiologische Relevanz, da diese gefiltert über den Hochkamin an die Umgebung abgegeben wird. Die radiologischen Konsequenzen sind durch das nachfolgend beschriebene abdeckende Szenario der Leckage des KaKo einhüllend bewertet.

Nach dem Abschluss der fernbedienten Demontage der Kerneinbauten muss das in der Reaktorgrube befindliche Wasser entfernt werden. Es wird unterstellt, dass der KaKo benutzt wird, um dieses Wasser kurzfristig aufzunehmen, damit es im Anschluss sukzessive aufbereitet und an die Aare abgegeben werden kann. Eine allfällige Leckage des KaKo würde zu höheren Aktivitätsfreisetzungen als die anderen internen Überflutungen führen und wird deshalb als abdeckender Fall für die Freisetzung radioaktiver Flüssigkeiten festgelegt.

Unterhalb des KaKo befindet sich ein als Wanne ausgebildetes Betonfundament, das einen Grossteil des KaKo-Inhaltes aufnehmen kann. Dennoch wird konservativ unterstellt, dass die im KaKo enthaltenen etwa 1'000 m³ Wasser vollständig austreten und der gesamte Wasserinhalt in die Aare gelangt.

Relevanz

Interne Überflutungsereignisse können im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden. Dieses Ereignis wird für die Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 bewertet.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Es sind keine Untersuchungen bekannt, aus denen sich die Eintrittshäufigkeit des postulierten Ereignisses ableiten lässt. Auch ist nicht bekannt, dass sich ein derartiges Ereignis im kerntechnischen Bereich bereits einmal ereignet hat. Das Ereignis kann als äusserst unwahrscheinlich charakterisiert werden, was einer Eintrittshäufigkeit von 1E-02/a entspricht. Dabei bleibt unberücksichtigt, dass sich das Ereignis nur während eines geringen Teiles des Jahres überhaupt ereignen kann. Die Berücksichtigung des Einzelfehlers mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,1 ändert die Eintrittshäufigkeit in 1E-03/a. Dementsprechend wird das Ereignis in die Störfallkategorie 2 eingestuft.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Technische Kriterien nach Art. 8 und 10 der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1]
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Die Lagerung der BE im BEB wird durch dieses Ereignis nicht beeinträchtigt. Die technischen Kriterien werden deshalb erfüllt.

Mit der Ausserbetriebnahme wasserführender Systeme wird das Risiko einer internen Überflutung im Verlauf der Stilllegungsarbeiten ständig weiter reduziert. Eine Leckage von Systemen (Rohrleitungen, Behälter) kann durch das Austreten radioaktiver Flüssigkeiten unmittelbar zur Freisetzung radioaktiver Stoffe oder zu einer Beschädigung von Einrichtungen (auch durch nichtradioaktives Wasser) führen.

Als limitierender Einzelfehler wird unterstellt, dass versäumt wurde, das Wasser beim Umpumpen in den KaKo zu filtern. Ein Ausfall der externen Stromversorgung wird unterstellt, führt jedoch nicht zur Änderung des Ablaufs oder der Folgen dieses Ereignisses.

Radiologische Bewertung

Die Aktivität des Wassers in der Reaktorgrube während der Zerlegung der Kerneinbauten wurde konservativ auf Basis von Erfahrungen bereits durchgeführter Rückbauprojekte abgeschätzt. Es wird von einer Co-60-Gesamtaktivität der aktivierten Kerneinbauten in Höhe von $1\text{E}+16$ Bq ausgegangen. Basierend auf Erfahrungswerten lässt sich abschätzen, dass hiervon 0,1 % durch die Trennarbeiten in das Wasser der Reaktorgrube gelangen ($1\text{E}+13$ Bq). Das unmittelbar am Ort der Trennarbeiten grobabschiedene Material, insbesondere Späne und Schlacken, enthält mindestens 90 % der in das Wasser gelangenden Aktivität ($9\text{E}+12$ Bq). Von den verbleibenden $1\text{E}+12$ Bq wird wiederum ein erheblicher Teil auf Filtern abgeschieden (insbesondere Stäube), die am Ort der Trennarbeiten von dort abgezogenem Wasser durchströmt werden. Ein weiterer Teil lagert sich auf Oberflächen der Reaktorgrube ab und wird von dort im Rahmen der fernbedienten Demontage mittels manuellem Absaugen entfernt. Beim Abpumpen des Wassers wird zudem ein Teil der verbleibenden Aktivität wegen der relativ grossen Partikel nicht mitgenommen. Es wird abgeschätzt, dass eine Aktivität von $1\text{E}+11$ Bq Co-60 in dem abgepumpten Wasser verbleibt und vollständig in den KaKo gelangt, weil infolge eines Operateurfehlers keine Filterung beim Abpumpen in den KaKo erfolgt (Einzelfehler). Dies entspräche einer spezifischen Aktivität von etwa $1\text{E}+08$ Bq/m³. Auf Grund der im KaKo befindlichen, konservativ angesetzten Aktivität würde in dessen näherem Umfeld eine Dosisleistung im Bereich von ca. 0,01 mSv/h in einem Abstand von 2 m, bezogen auf die Unterkante des Behälters, hervorgerufen.

Die aus den Freisetzungen resultierende maximale Dosis wurde für die am höchsten belastete Gruppe der 10-jährigen Kinder in radiologischen Störfallanalysen mit $4\text{E}-03$ mSv ermittelt. Dabei kam das Programm EXPO-G14 [8] zum Einsatz. Das Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis wird für alle Personengruppen unterschritten. Die resultierende maximale Dosis unterschreitet sogar das für die Störfallkategorie 1 geltende Dosislimit von 0,3 mSv.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.11 Interne Überflutung – Ausfall von Systemen durch interne Überflutung

Eine interne Überflutung kann zu einem Ausfall von Systemen für die Stilllegung führen.

Relevanz

Interne Überflutungsereignisse können im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden. Dieses Ereignis wird für die Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 bewertet.

Technische Bewertung des Ereignisses

Die Lagerung der BE im BEB wird durch dieses Ereignis nicht beeinträchtigt. Die technischen Kriterien werden deshalb erfüllt.

Bezüglich der Stilllegung berührt dieser Aspekt lediglich die Versorgungseinrichtungen, also die zur Durchführung der Stilllegungsarbeiten erforderlichen Systeme (Rückbaubetriebssysteme). Bei einem Ausfall eines oder mehrerer dieser Systeme oder sogar der gesamten Stromversorgung können die Stilllegungsarbeiten jederzeit unterbrochen werden. Der Einschluss der radioaktiven Stoffe ist jederzeit gewährleistet und radiologische Auswirkungen sind demnach ausgeschlossen.

Radiologische Bewertung

Mit diesem Ereignis sind keine radiologischen Folgen verbunden.

Fazit

Der Ausfall von Systemen durch eine interne Überflutung wird deshalb im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten nicht weiter betrachtet.

4.3.12 Interne Überflutung – Auswaschen oder Mitführung radioaktiver Stoffe

Bei einer internen Überflutung kann das Austreten einer nicht radioaktiven Flüssigkeit innerhalb der Kontrollierten Zone unterstellt werden, die zu einer Aktivitätsfreisetzung führt, indem z.B. Aktivität ausgewaschen und dann durch aus der Kontrollierten Zone austretendes Wasser mitgeführt wird.

Relevanz

Interne Überflutungsereignisse können im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden. Dieses Ereignis wird für die Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 bewertet.

Technische Bewertung des Ereignisses

Die Lagerung der BE im BEB wird durch dieses Ereignis nicht beeinträchtigt. Die technischen Kriterien werden deshalb erfüllt.

In den Bereichen, die eine Freisetzung ermöglichen würden (insbesondere das Maschinenhaus mit seinem Tor auf der $\pm 0\text{m}$ -Ebene), liegt keine erhebliche Aktivität in einer Form vor, die ein schnelles Auswaschen ermöglichen würde.

Radiologische Bewertung

Die radiologischen Folgen dieses Szenarios sind sehr viel geringer als bei einer Leckage des Kaltkondensatbehälters.

Fazit

Das Ereignis ist durch die Betrachtungen für das Ereignis 4.3.10 Interne Überflutung – Austreten radioaktiver Flüssigkeiten abgedeckt.

4.3.13 Interne Überflutung – Interne Überflutung mit Ausfall von Arbek-B

Es wird konservativ eine interne Überflutung unterstellt, welche einen Ausfall beider Redundanzen des BEB-Kühl- und Reinigungssystems, des Zwischenkühlwassersystems im RG oder des Hilfskühlwassersystems einschliesslich deren Support-Systeme (Stromversorgung, Luftversorgung) und damit einen Ausfall der betrieblichen Kühlung Arbek-B zur Folge hat. Die Pumpen von Arbek-B befinden sich im RG auf +8m und +16m sowie im Pumpenhaus. Das Sicherheitssystem Arbek-S befindet sich im SUSAN-Notstandsgebäude und ist durch diese Überflutung nicht betroffen.

Der Brennstoff, der noch nicht abtransportiert worden ist, befindet sich in der Stilllegungsphase 1 vollständig im BEB. Die autarke redundante BEB-Kühlung (Arbek, siehe Kapitel 2.1) und das Spezielle Unabhängige System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme (SUSAN, siehe Kapitel 2.2) sind in Betrieb.

Relevanz

Dieses Ereignis kann erst nach der Umsetzung von Arbek in der Stilllegungsphase 1 auftreten. Es wird im Hinblick auf die BE-Lagerung bewertet. In der Stilllegungsphase 2 befinden sich keine BE mehr in der Anlage. Deshalb wird das Ereignis für die Stilllegungsphase 2 nicht mehr berücksichtigt.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die Eintrittshäufigkeit dieses Ereignisses beträgt $3,4E-04/a$. Dieser Wert wurde in der PSA für die Stilllegung ermittelt. Der Wert entspricht der Summe der Häufigkeiten von Überflutungsszenarien im RG, für welche ein kompletter Ausfall von Arbek-B nicht vollständig ausgeschlossen werden kann. Dies ist eine konservative Annahme, da das Wasser eigentlich nach unten abfließt und eine Beschädigung unwahrscheinlich ist. Die Berücksichtigung des Einzelfehlers mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,1 ändert die Eintrittshäufigkeit in $3,4E-05/a$. Dementsprechend wird das Ereignis in die Störfallkategorie 3 eingestuft.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Sinngemäss sind die Bewertungskriterien der Gefährdungsannahmenverordnung mit und ohne Einzelfehler nach den relevanten Artikeln 7-11 [1] anzuwenden.
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen für das einzelne Ereignis gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 1 mSv mit Berücksichtigung des Einzelfehlers und 0,3 mSv ohne Einzelfehler für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Durch den Ausfall von Arbek-B kommt es zu einer langsamen Erwärmung des Wassers im BEB und es ist ein alternativer Pfad für die Nachwärmeabfuhr erforderlich. Nach Überschreiten eines Temperaturgrenzwerts wird das Sicherheitssystem für die BEB-Kühlung (Arbek-S) in Betrieb genommen. Dieses ist so ausgelegt, dass eine Wassertemperatur im BEB von 60 °C nicht überschritten und die im BEB anfallende Nachzerfallsleistung langfristig mit einer hohen Sicherheitsreserve abgeführt wird.

Der begrenzende Einzelfehler besteht im Ausfall eines Strangs von Arbek-S. Aufgrund seines redundanten Aufbaus ist Arbek-S einzelfehlerfest, so dass die Kühlfunktion aufrechterhalten werden kann. Arbek-S wird über die beiden Notstandsdieselmotoren versorgt.

Die ausreichende Kühlung der Brennelemente ist jederzeit sichergestellt. Eine mechanische Beschädigung der Brennstab-Hüllrohre tritt nicht auf. Die Integrität der Brennstab-Hüllrohre und des Sekundärcontainments ist bei diesem Ereignis gewährleistet.

Radiologische Bewertung

Mit diesem Ereignis sind keine radiologischen Folgen verbunden.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.14 Interne Überflutung – Interne Überflutung des SUSAN mit Ausfall von Arbek-S

Bei diesem Ereignis wird eine interne Überflutung des SUSAN unterstellt, welche einen Ausfall der beiden Redundanzen des Sicherheitssystems Arbek-S zur Folge hat. Die betriebliche Kühlung durch Arbek-B ist durch diese Überflutung nicht betroffen.

Der Kernbrennstoff, der noch nicht abtransportiert worden ist, befindet sich in der Stilllegungsphase 1 vollständig im BEB. Die autarke redundante BEB-Kühlung (Arbek, siehe Kapitel 2.1) und das Spezielle Unabhängige System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme (SUSAN, siehe Kapitel 2.2) sind in Betrieb.

Relevanz

Dieses Ereignis kann erst nach der Umsetzung von Arbek in der Stilllegungsphase 1 auftreten. Es wird im Hinblick auf die BE-Lagerung bewertet. In Stilllegungsphase 2 befinden sich keine BE mehr in der Anlage. Deshalb wird das Ereignis für die Stilllegungsphase 2 nicht mehr berücksichtigt.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die Eintrittshäufigkeit dieses Ereignisses ist geringer als $1,0E-06/a$. Die Eintrittshäufigkeit wurde in einer probabilistischen Überflutungsanalyse für den Leistungsbetrieb ermittelt. Ihr Wert entspricht der Summe der Häufigkeiten aller Überflutungsszenarien im SUSAN-Gebäude, welche einen kompletten Ausfall von Arbek-S auslösen können. Demnach wird dieses Ereignis als auslegungsüberschreitend eingestuft.

Technische Bewertung des Ereignisses

Bei einem Ausfall von Arbek-S gewährleistet das notstromgesicherte Betriebssystem Arbek-B weiterhin die Kühlung. Die Wassertemperatur im BEB beträgt deshalb stets weniger als 52 °C . Da dieses Ereignis mit den Betriebssystemen auf der Sicherheitsebene 2 beherrscht wird, wird kein zusätzlicher Einzelfehler unterstellt.

Die ausreichende Kühlung der Brennelemente ist jederzeit sichergestellt. Eine mechanische Beschädigung der Brennstab-Hüllrohre tritt nicht auf. Die Integrität der Brennstab-Hüllrohre und des Sekundärcontainments ist bei diesem Ereignis gewährleistet.

Radiologische Bewertung

Mit diesem Ereignis sind keine radiologischen Folgen verbunden.

Fazit

Durch die Gesamtheit aller Massnahmen wird die ausreichende Kühlung der Brennelemente jederzeit sichergestellt. Der Einschluss der radioaktiven Stoffe ist jederzeit gewährleistet und radiologische Auswirkungen sind demnach ausgeschlossen.

4.3.15 Fehlhandlungen des Betriebspersonals – Kollision bei Transportvorgängen auf dem Areal

Auf dem Areal gilt eine Geschwindigkeitsbegrenzung von 25 km/h. Beim Transport von Fässern mit radioaktivem Abfall mit Staplern wird Schrittgeschwindigkeit gefahren (< 10 km/h). Bei Transportvorgängen auf dem Areal mittels Staplern oder LKWs ist die zu unterstellende Geschwindigkeit somit weit kleiner als die mögliche Fallgeschwindigkeit, die sich beim Transport radioaktiver Abfälle mit dem Kran des Zwischenlagers in das Areal ergeben kann, wie in Kapitel 4.3.22 beim Absturz von Lasten betrachtet.

Aufgrund der niedrigen Transportgeschwindigkeiten ist nicht zu unterstellen, dass eine Kollision (sei es zwischen zwei Fahrzeugen oder von einem Fahrzeug mit einem massiven Objekt) unmittelbar zu einer Aktivitätsfreisetzung führt. Infolge der Kollision kann es jedoch zu einem Absturz der Ladung auf befestigtes Gelände kommen. Beim Transport mit LKWs befinden sich die Fässer innerhalb eines Containers, der seinerseits gegen einen Absturz gesichert ist. Deshalb kann der Absturz auf den Boden bei den geringen Geschwindigkeiten ausgeschlossen werden bzw. lässt bei einem Absturz wegen der doppelten Umschliessung der radioaktiven Stoffe nicht erwarten, dass es zu deren Freisetzung kommt.

Auch bei Transporten mit Staplern ist immer eine Sicherung der Ladung gewährleistet. Beim Transport grosser Aktivitätsinventare (z.B. mit Staplern auf Fasspaletten), wie sie beim Ereignis 4.3.19 Absturz schwerer Lasten - Absturz Behälter mit radioaktiven Stoffen im Reaktorgebäude bewertet werden, befindet sich das Gebinde zudem innerhalb eines Abschirmfasses. Im Falle einer Kollision ist die Freisetzung deshalb um mehrere Grössenordnungen geringer als beim Absturz während des Transports des gleichen Gebindes mit dem Zwischenlagerkran, weil dieser Transport dort ohne Abschirmfass erfolgt, das konstruktionsbedingt eine Reduktion der Freisetzung bewirkt (ähnlich dem in der Transportstudie Konrad [19] untersuchten Gussbehälter).

Relevanz

Kollision bei Transportvorgängen auf dem Areal können im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und der Stilllegungsphasen 1 und 2 auftreten. Dieses Ereignis wird für die Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 bewertet.

Technische Bewertung des Ereignisses

Die Lagerung der BE im BEB wird durch dieses Ereignis nicht beeinträchtigt. Die technischen Kriterien werden deshalb erfüllt.

Radiologische Bewertung

Die radiologischen Folgen sind um mehrere Grössenordnungen geringer als die des Ereignisses 4.3.22 Absturz schwerer Lasten - Absturz Behälter mit radioaktiven Stoffen auf dem Areal.

Fazit

Die Kollision bei Transportvorgängen auf dem Areal ist durch das Ereignis 4.3.22 Absturz schwerer Lasten - Absturz Behälter mit radioaktiven Stoffen auf dem Areal abgedeckt.

4.3.16 Fehlhandlungen des Betriebspersonals – Beschädigung von Einrichtungen

Fehlhandlungen des Betriebspersonals können sowohl Auslöser von Ereignissen mit einer Beschädigung von Einrichtungen oder Systemen darstellen als auch im Rahmen des Einzelfehlerkriteriums in die DSA eingehen. Die Beschädigung von Einrichtungen wird, soweit sie einen Lastabsturz zur Folge hat, bereits durch die Ereignisse der Kategorie Absturz schwerer Lasten berücksichtigt.

Relevanz

Fehlhandlungen des Betriebspersonals, die zu Beschädigungen von Einrichtungen und Systemen führen, können Auswirkungen auf die Sicherheit im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und der Stilllegungsphasen 1 und 2 haben.

Fazit

Die Fehlhandlungen des Betriebspersonals sind bereits als Auslöser der Ereignisse oder als Einzelfehler enthalten und werden durch diese abgedeckt.

4.3.17 Brennelementbündel-Handhabungsfehler

Die Richtlinie ENSI-A01 [6] Anhang 3 fordert die Untersuchung dieses internen auslösenden Ereignisses. In der DSA für den Betrieb wird dieses Ereignis durch das Ereignis 4.3.3 Brennelement-Handhabungs-Störfall abgedeckt.

Relevanz

Der Brennelementbündel-Handhabungsfehler ist im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und der Stilllegungsphase 1 relevant. In der Stilllegungsphase 2 befinden sich keine BE mehr in der Anlage. Deshalb wird das Ereignis für die Stilllegungsphase 2 nicht mehr berücksichtigt.

Fazit

Der Brennelementbündel-Handhabungsfehler wird durch den ACC 4.3.3 Brennelement-Handhabungs-Störfall abgedeckt.

4.3.18 Absturz schwerer Lasten

Die DSA für den Betrieb untersucht die Auswirkungen des Absturzes schwerer Lasten im Reaktorgebäude (RG), Maschinenhaus (MH) und Aufbereitungsgebäude (AG). Dieses Ereignis ist auch nach der EELB relevant. Die Konsequenzen dieses Ereignisses für die sichere Lagerung der Brennelemente in der Stilllegungsphase 1 und in Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 werden diskutiert.

Während der Stilllegungsarbeiten werden radioaktive Stoffe innerhalb und ausserhalb der Gebäude gehandhabt. Die radioaktiven Stoffe sind entweder in Behälter verpackt oder es sind kontaminierte Anlageteile, die in Folie eingepackt sind oder ohne weitere Verpackung transportiert werden. In der Stilllegungsphase 1 werden die Brennelemente im Rahmen von Transportkampagnen in Brennelement-Transportbehälter geladen, die dann aus der Anlage entfernt werden.

Die Hebezeuge sind entsprechend der vorgesehenen Nutzung für die unterschiedlichen Anforderungen ausgelegt. Für die Bedienung der Hebezeuge kommt nur qualifiziertes Personal zum Einsatz. Für die Transporte schwerer Lasten werden sichere Transportwege und zulässige Transporthöhen festgelegt, um mögliche Auswirkungen eines zu unterstellenden Absturzes zu minimieren.

Die Häufigkeit von Lastabsturz-Ereignissen bei Krantransporten ergibt sich aus der Absturzwahrscheinlichkeit kombiniert mit der Anzahl Hube. Die Absturzwahrscheinlichkeit berücksichtigt Komponentenversagen des Krans und Operateurfehler. Im Leistungsbetrieb wurde für den Rundlaufkran im Reaktorgebäude, der nach den sicherheitstechnischen Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) ausgelegt ist, eine Absturzrate in der Grössenordnung von $1\text{E-}08$ pro Hub ermittelt. Von dieser geringen Absturzrate wird jedoch im Folgenden für die Stilllegung kein Kredit genommen.

Für die übrigen Krane, die nicht nach KTA ausgelegt sind, stellt eine Absturzrate von $2,7\text{E-}05$ pro Hub eine konservative Abschätzung dar. Dieser Wert basiert auf Angaben in der amerikanischen NRC-Untersuchung [16], in welcher die Wahrscheinlichkeit eines Komponentenversagens und eines Operateurfehlers berücksichtigt sind. Wenn sich in der Stilllegungsphase 2 kein Kernbrennstoff mehr in der Anlage befindet, können die KTA-Anforderungen an Transporte mit dem Rundlaufkran im RG grundsätzlich entfallen. Deshalb wird für die Stilllegungsphase 2 für den Rundlaufkran die höhere Absturzwahrscheinlichkeit von $2,7\text{E-}05$ pro Hub angenommen.

Die Anzahl der Krantransporte pro Jahr wird ermittelt. Es wird von einem Hub pro Krantransport ausgegangen, wodurch sich die Anzahl der Hube ergibt. Bei der Ermittlung dieser Anzahl wird zunächst nicht unterschieden nach der Art des transportierten Behältnisses, obwohl die meisten Transporte Behältnisse betreffen, deren Aktivitätsinventar um mehrere Zehnerpotenzen kleiner ist als das der für die Störfallszenarien betrachteten Behältnisse.

Für den MH-Kran werden 1'000 Hube pro Jahr und für die übrigen Krane werden 500 Hube pro Jahr angesetzt. Geht man von insgesamt 16'000 Mg aus (inkl. zusätzlicher Massen aus den übrigen Gebäuden der Kontrollierten Zone), die verteilt über 10 Jahre mit dem MH-Kran zu transportieren sind, kommt man auf 1'600 Mg pro Jahr. Auch inklusive etwaiger Mehrfachtransporte können 1'000 Hube als ausreichend angesehen werden. Für die anderen Krane ergeben sich geringere Transportzahlen, die Annahme von 50 % der MH-Transporte, entsprechend 500 Hube pro Jahr, stellt eine konservative Abschätzung dar.

Die im Folgenden untersuchten Abstürze betreffen generell die Fässer mit den höchsten Aktivitäten. Der Transport dieser Fässer umfasst weniger als 1 % sämtlicher Transporte. Die Anzahl der Hube wird deshalb bei der Anwendung der o.g. Formel zur Berechnung der Häufigkeit mit dem Faktor 0,01 multipliziert. Einen Sonderfall stellt der Absturz eines Transportkorbs aus dem Zwischenlager dar: Die unterstellten höchsten Aktivitäten werden hier häufiger als in 1 % der Fälle auftreten. Es wird konservativ unterstellt, dass sie in 50 % der Fälle auftreten.

Mit den obigen Angaben ergeben sich die folgenden Häufigkeiten von Lastabsturz-Ereignissen der untersuchten radiologisch relevanten Fässer bei Krantransporten:

- MH-Kran: ca. $2,7\text{E-}04/\text{a}$ ($2,7\text{E-}05/\text{Hub} \times 1000 \text{ Hübe}/\text{a} \times 0,01$)
- Übrige Krane: ca. $1,4\text{E-}04/\text{a}$ ($2,7\text{E-}05/\text{Hub} \times 500 \text{ Hübe}/\text{a} \times 0,01$)
- ZL-Kran beim Sonderfall "Transportkorb": ca. $6,8\text{E-}03/\text{a}$ ($2,7\text{E-}05/\text{Hub} \times 500 \text{ Hübe}/\text{a} \times 0,5$)

4.3.19 Absturz schwerer Lasten – Absturz Behälter mit radioaktiven Stoffen im Reaktorgebäude

Für die Stilllegungsarbeiten wird konservativ der Absturz eines beladenen Behälters auf dem Transportweg von der höchsten Ebene des Reaktorgebäudes nach aussen untersucht.

Von der +29m-Ebene sollen ein 200 l-Rollreifenfass, das sich in einem Abschirmfass befindet, bzw. ein Gussbehälter mit dem Kran zur Materialschleuse auf +8m transportiert werden. Hierbei kommt es zu einem Versagen der Lastkette. Der Hakengrund des Krans befindet sich maximal bei +37,65m, was unter Berücksichtigung des Anschlagmittels und der Behältnisse dazu führt, dass sich deren Unterseite dann bei etwa +35m befindet. In der Folge prallen die Behältnisse nach einem freien Fall von etwa 27 m unmittelbar vor der Materialschleuse auf. Diese Fallhöhe ist konservativ, da die Behälter in der Regel nicht so hoch angehoben werden. Sie entspricht einer Aufprallgeschwindigkeit von 83 km/h.

Relevanz

Das Ereignis Absturz eines Behälters mit radioaktiven Stoffen im Reaktorgebäude ist für die Stilllegungsarbeiten im Verlauf der Stilllegungsphasen 1 und 2 relevant und wird bewertet.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die untersuchten Abstürze betreffen generell die Fässer mit den höchsten Aktivitäten. Der Transport dieser Fässer umfasst weniger als 1 % sämtlicher Transporte. Die Eintrittshäufigkeit wurde unter Berücksichtigung des Einzelfehlers mit $1,4E-05/a$ abgeschätzt. Dieser Wert wurde zu Beginn des Kapitels erläutert. Das Ereignis wird demnach in die Störfallkategorie 3 eingestuft.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Sinngemäss sind die Bewertungskriterien der Gefährdungsannahmenverordnung mit und ohne Einzelfehler nach den relevanten Artikeln 7-11 [1] anzuwenden.
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen für das einzelne Ereignis gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 1 mSv mit Berücksichtigung des Einzelfehlers und 0,3 mSv ohne Einzelfehler für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Die Lagerung der BE im BEB wird durch dieses Ereignis nicht beeinträchtigt. Die technischen Kriterien werden deshalb erfüllt.

Es wird konservativ unterstellt, dass infolge eines fehlerhaften Signals (Einzelfehler) gleichzeitig die Entrauchung/Wärmeabfuhr des RG automatisch eingeleitet wird. Als weitere Konservativität wird die Stromversorgung als verfügbar angenommen, damit die in die Raumluft freigesetzte Aktivität über den Hochkamin abgegeben wird. In der Folge werden die Absperrklappen vor den Abluftfiltern geschlossen und die zwei Filterbypässe automatisch geöffnet. Konservativ wird das Sicherheitssystem Notabluft nicht kreditiert. Die Abluft aus dem RG wird in der Folge ungefiltert über den Hochkamin abgegeben. Zusätzlich wird kein Kredit davon genommen, dass sich ein Teil der in die Raumluft freigesetzten Aktivität auf der Oberfläche von Gebäude und Anlageteilen absetzt.

Radiologische Bewertung

a) Absturz eines 200 l-Fasses mit Abschirmfass

Der Fassinhalt besteht aus grobabgeschiedenem Material aus der fernbedienten Demontage der aktivierten Kerneinbauten (v. a. Späne und Schlacken), das zur Zementierung vorgesehen ist. Das maximale Aktivitätsinventar eines Fasses wurde konservativ mit ca. $1E+13$ Bq abgeschätzt, unter

der Annahme, dass sich das gesamte grobabgeschiedene Material in nur einem Fass befindet. Dieser Wert wurde auf Basis von Erfahrungen bereits durchgeführter Rückbauprojekte abgeschätzt.

Die Bestimmung der Freisetzungssanteile erfolgte auf der Basis der Konrad-Transportstudie [19] unter Berücksichtigung der Aufprallgeschwindigkeit und der Abfallgebindegruppe. Es wird unterstellt, dass der durch den Aufprall hervorgerufene Druckstoss in Verbindung mit dem oben beschriebenen Einzelfehler dazu führt, dass die gesamte in die Raumlucht freigesetzte Aktivität ungefiltert über den Hochkamin in die Umgebung freigesetzt wird.

Demnach wurde die über den Hochkamin freigesetzte Aktivität konservativ mit ca. $9\text{E}+09$ Bq abgeschätzt.

Die aus den Freisetzungen resultierende maximale Dosis wurde für die am höchsten belastete Gruppe der 10-jährigen Kinder in radiologischen Störfallanalysen mit $2,3\text{E}-01$ mSv ermittelt. Dabei kam das Programm EXPO-G14 [8] zum Einsatz.

Das Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen in Höhe von 100 mSv für das einzelne Ereignis mit Einzelfehler wird ebenso für alle Personengruppen unterschritten wie das Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis ohne Einzelfehler. Die resultierende maximale Dosis unterschreitet sogar das für die Störfallkategorie 1 geltende Dosislimit von 0,3 mSv.

b) Absturz eines Gussbehälters

Der Fassinhalt besteht aus grobabgeschiedenem Material aus der fernbedienten Demontage der aktivierten Kerneinbauten (v. a. Späne und Schlacken), das zur Zementierung vorgesehen ist. Das maximale Aktivitätsinventar eines Fasses wurde mit ca. $1\text{E}+13$ Bq abgeschätzt unter der Annahme, dass sich das gesamte grobabgeschiedene Material in nur einem Fass befindet. Dieser Wert wurde auf der Basis von Erfahrungen bereits durchgeführter Rückbauprojekte abgeschätzt.

Die Bewertung der Freisetzungssanteile erfolgte auf der Basis der Konrad-Transportstudie [19] unter Berücksichtigung der Aufprallgeschwindigkeit und der Abfallgebindegruppe. Es wird unterstellt, dass der durch den Aufprall hervorgerufene Druckstoss in Verbindung mit dem oben beschriebenen Einzelfehler dazu führt, dass die gesamte in die Raumlucht freigesetzte Aktivität ungefiltert über den Hochkamin in die Umgebung freigesetzt wird.

Demnach wurde die über den Hochkamin freigesetzte Aktivität konservativ mit ca. $3\text{E}+05$ Bq abgeschätzt.

Die aus den Freisetzungen resultierende maximale Dosis wurde für die am höchsten belastete Gruppe der 10-jährigen Kinder in radiologischen Störfallanalysen mit $7,5\text{E}-06$ mSv ermittelt. Dabei kam das Programm EXPO-G14 [8] zum Einsatz. Das Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen in Höhe von 100 mSv für das einzelne Ereignis mit Einzelfehler wird ebenso für alle Personengruppen unterschritten wie das Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis ohne Einzelfehler. Die resultierende maximale Dosis unterschreitet sogar das für die Störfallkategorie 1 geltende Dosislimit von 0,3 mSv.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht. Planerisch zu ergreifende Massnahmen zur Linderung sind nicht erforderlich.

4.3.20 Absturz schwerer Lasten – Absturz Behälter mit radioaktiven Stoffen im Maschinenhaus

Es wird konservativ der Absturz eines beladenen Behälters auf dem Transportweg von der höchsten Ebene des Maschinenhauses nach aussen untersucht.

Für das Maschinenhaus ergibt sich aufgrund der Fallhöhe eine Aufprallgeschwindigkeit von 64 km/h. Für Gussbehälter ist gemäss Konrad-Transportstudie [19] unter Berücksichtigung der Aufprallgeschwindigkeit und der Abfallgebindegruppe keine Freisetzung zu unterstellen. Im Folgenden wird deshalb der Absturz eines 200 l-Fasses untersucht.

Von der +8m Ebene soll ein 200 l-Rollreifendruckbehälter, das sich in einem Abschirmbehälter befindet, mit dem Kran zum Maschinenhaus-Tor auf ±0m transportiert werden. Hierbei kommt es zu einem Versagen der Lastkette. Die maximale Höhe des Kranhakens befindet sich bei +19m, was unter Berücksichtigung des Anschlagmittels und der Höhe des 200 l-Fasses mit Abschirmbehälter eine maximale Absturzhöhe von etwa 16 m ergibt. Die Fallhöhe von 16 m ist konservativ, da die Behälter in der Regel nicht so hoch angehoben werden. Diese Fallhöhe entspricht einer Aufprallgeschwindigkeit von 64 km/h.

Durch eine Fehlhandlung ist das Maschinenhaus-Tor geöffnet (Einzelfehler). Ferner kommt es zu einem Ausfall der externen Stromversorgung (keine Unterdruckhaltung mehr, sondern lediglich noch ein Kamineffekt).

Relevanz

Das Ereignis Absturz eines Behälters mit radioaktiven Stoffen im Maschinenhaus ist für die Stilllegungsarbeiten im Verlauf der Stilllegungsphasen 1 und 2 relevant und wird bewertet.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die untersuchten Abstürze betreffen generell die Fässer mit den höchsten Aktivitäten. Der Transport dieser Fässer umfasst weniger als 1 % sämtlicher Transporte. Die Eintrittshäufigkeit wurde unter Berücksichtigung des Einzelfehlers mit $2,7E-05/a$ abgeschätzt. Dieser Wert wurde zu Beginn des Kapitels erläutert. Das Ereignis wird demnach in die Störfallkategorie 3 eingestuft.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Sinngemäss sind die Bewertungskriterien der Gefährdungsannahmenverordnung mit und ohne Einzelfehler nach den relevanten Artikeln 7-11 [1] anzuwenden.
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen für das einzelne Ereignis gemäss Art. 94 StStV [5] in Höhe von 1 mSv mit Berücksichtigung des Einzelfehlers und 0,3 mSv ohne Einzelfehler für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Die Lagerung der BE im BEB wird durch dieses Ereignis nicht beeinträchtigt. Die technischen Kriterien werden deshalb erfüllt.

Radiologische Bewertung

Fassinhalt ist grob abgeschiedenes Material aus der fernbedienten Demontage der aktivierten Kerneinbauten (v. a. Späne und Schlacken), das zur Zementierung vorgesehen ist. Das maximale Aktivitätsinventar eines Fasses wurde mit ca. $1E+13$ Bq abgeschätzt. Dieser Wert wurde auf Basis von Erfahrungen bereits durchgeführter Rückbauprojekte abgeschätzt.

Die Bewertung der Freisetzungsschritte erfolgte auf Basis der Konrad-Transportstudie [19] unter Berücksichtigung der Aufprallgeschwindigkeit und der Abfallgebindegruppe. Es wird konservativ unter-

stellt, dass der durch den Aufprall hervorgerufene Druckstoss in Verbindung mit dem oben beschriebenen Einzelfehler und dem Ausfall der Unterdruckhaltung dazu führt, dass 25 % der in die Raumluft freigesetzten Aktivität aus dem Maschinenhaus bodennah in die Umgebung freigesetzt werden und die übrigen 75 % der in die Raumluft freigesetzten Aktivität über die Abluft des Maschinenhauses ungefiltert über den Hochkamin freigesetzt werden.

Demnach wurde konservativ die bodennah freigesetzte Aktivität mit ca. $4\text{E}+08$ Bq und die über den Hochkamin freigesetzte Aktivität mit ca. $1\text{E}+09$ Bq abgeschätzt.

Die aus den Freisetzungen resultierende maximale Dosis wurde für die am höchsten belastete Gruppe der 10-jährigen Kinder in radiologischen Störfallanalysen mit $4,3\text{E}-02$ mSv ermittelt. Dabei kam das Programm EXPO-G14 [8] zum Einsatz. Das Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen in Höhe von 100 mSv für das einzelne Ereignis mit Einzelfehler wird ebenso für alle Personengruppen unterschritten wie das Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis ohne Einzelfehler. Die resultierende maximale Dosis unterschreitet sogar das für die Störfallkategorie 1 geltende Dosislimit von 0,3 mSv.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht. Planerisch zu ergreifende Massnahmen zur Linderung sind nicht erforderlich.

4.3.21 Absturz schwerer Lasten – Absturz Behälter mit radioaktiven Stoffen im Zwischenlager

Es wird konservativ der Absturz eines beladenen Behälters auf dem Transportweg von der höchsten Ebene des Zwischenlager/RA-Halle nach aussen untersucht.

Im Zwischenlager/RA-Halle werden einzelne 200 l-Fässer und Transportkörbe mit 200 l-Fässern transportiert. Im Folgenden wird der abdeckende Absturz eines mit 5 Stück 200 l-Fässern maximal beladenen Transportkorbes untersucht.

Anmerkung: Der Transport einzelner 200 l-Fässer in das Zwischenlager hinein oder aus diesem heraus erfolgt über die Transportluke neben dem Aufbereitungsgebäude und mündet – anders als oben im Fall des Transportkorbs – ohne Wetterschutz ins Freie und wird deshalb als Ereignis Absturz von Behältern mit radioaktiven Stoffen auf dem Areal behandelt.

5 Stück 200 l-Rollreifenfässer, die sich in einem Transportkorb befinden, sollen mit dem Kran aus dem Zwischenlager in den Wetterschutz zwischen Zwischenlager und RA-Halle transportiert und dort in einen Abschirm- und Transportcontainer gestellt werden. Hierbei kommt es zu einem Versagen der Lastkette. Der Hakenrund des Krans befindet sich bei etwa +10m, was unter Berücksichtigung des Anschlagmittels und der Höhe des Transportkorbes dazu führt, dass sich dessen Unterseite bei etwa +8m befindet. In der Folge prallt der Transportkorb nach einem freien Fall von etwa 8 m innerhalb des Wetterschutzes auf. Diese Fallhöhe ist konservativ, da die Behälter in der Regel nicht so hoch angehoben werden. Diese Fallhöhe entspricht einer Aufprallgeschwindigkeit von 45 km/h. Ein Ausfall der externen Stromversorgung wird unterstellt, führt jedoch nicht zur Änderung des Ablaufs oder der Folgen dieses Ereignisses.

Relevanz

Das Ereignis Absturz eines Behälters mit radioaktiven Stoffen im Zwischenlager ist für die Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 relevant und wird bewertet.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die untersuchten Abstürze betreffen generell die Fässer mit den höchsten Aktivitäten. Einen Sonderfall stellt der Absturz eines Transportkorbes aus dem Zwischenlager dar: Die unterstellten höchsten Aktivitäten werden hier häufiger als in 1 % der Fälle auftreten. Es wird konservativ unterstellt, dass sie in 50 % der Fälle auftreten. Die Eintrittshäufigkeit wurde mit $6,8E-03/a$ abgeschätzt. Dieser Wert wurde zu Beginn des Kapitels erläutert. Das Ereignis wird demnach in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Aufgrund der bereits konservativen Annahmen kann kein zusätzlicher Einzelfehler identifiziert werden, der zu einer Erhöhung der freigesetzten Aktivität führen könnte.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Technische Kriterien nach Art. 8 und 10 der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1]
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Die Lagerung der BE im BEB wird durch dieses Ereignis nicht beeinträchtigt. Die technischen Kriterien werden deshalb erfüllt.

Radiologische Bewertung

Die 5 Fässer enthalten konservativ in Summe die für Typ-A-Verpackungen gemäss ADR [20] maximal zulässige Aktivität von $4,1\text{E}+11$ Bq für Co-60. Die Bewertung der Freisetzungssanteile erfolgte auf Basis der Konrad-Transportstudie [19] unter Berücksichtigung der Aufprallgeschwindigkeit und der Abfallgebindegruppe. Es wird unterstellt, dass der durch den Aufprall hervorgerufene Druckstoss dazu führt, dass die gesamte in die Raumluft des Witterungsschutzes freigesetzte Aktivität aus diesem bodennah in die Umgebung freigesetzt wird.

Demnach wurde die bodennah freigesetzte Aktivität konservativ mit ca. $6\text{E}+07$ Bq abgeschätzt.

Die aus den Freisetzungen resultierende maximale Dosis wurde für die am höchsten belastete Gruppe der 10-jährigen Kinder in radiologischen Störfallanalysen mit $2,3\text{E}-03$ mSv ermittelt. Dabei kam das Programm EXPO-G14 [8] zum Einsatz. Das Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis wird für alle Personengruppen unterschritten. Die resultierende maximale Dosis unterschreitet sogar das für die Störfallkategorie 1 geltende Dosislimit von 0,3 mSv.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht. Planerisch zu ergreifende Massnahmen zur Linderung sind nicht erforderlich.

4.3.22 Absturz schwerer Lasten – Absturz Behälter mit radioaktiven Stoffen auf dem Areal

Es werden zwei mögliche Ereignisse unterschieden: Der Absturz eines 200 l-Fasses auf dem Areal und der Absturz eines 20'-Containers auf dem Areal

a) Absturz eines 200 l-Fasses auf dem Areal

Ein 200 l-Rollreifenfass, das sich für den internen Transport in einem Abschirmfass befindet, soll mit dem Zwischenlager-Kran über die Transportluke aus dem Abschirmfass herausgehoben und in das Zwischenlager transportiert werden. Ein Einlagern in das Zwischenlager ist nur ohne Abschirmfass möglich. Hierbei kommt es zu einem Versagen der Lastkette. Der Hakengrund des Krans befindet sich bei etwa +10m, was unter Berücksichtigung des Anschlagmittels und der Höhe des Fasses dazu führt, dass sich dessen Unterseite bei etwa +8m befindet.

b) Absturz eines 20'-Containers auf dem Areal

Es wird unterstellt, dass auf einer Pufferfläche auf dem Areal 20'-Container mit noch zu bearbeitenden Materialien aus dem Rückbau gelagert werden. Die Stapelung erfolgt maximal dreilagig. Die Materialien befinden sich nicht in Fässern, sondern werden innerhalb des Containers offen gelagert, z.B. in Gitterboxen.

Relevanz

Das Ereignis Absturz eines Behälters mit radioaktiven Stoffen auf dem Areal ist für die Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 relevant und wird bewertet.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

a) Absturz eines 200 l-Fasses auf dem Areal

Die untersuchten Abstürze betreffen generell die Fässer mit den höchsten Aktivitäten. Der Transport dieser Fässer umfasst weniger als 1 % sämtlicher Transporte. Die Eintrittshäufigkeit wurde unter Berücksichtigung des Einzelfehlers mit $1,4E-04/a$ abgeschätzt. Dieser Wert wurde zu Beginn des Kapitels erläutert. Das Ereignis wird demnach formal in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Aufgrund der bereits konservativen Annahmen kann kein zusätzlicher Einzelfehler identifiziert werden, der zu einer Erhöhung der freigesetzten Aktivität führen könnte.

b) Absturz eines 20'-Containers auf dem Areal

Dieser Fall kann als äusserst unwahrscheinlich charakterisiert werden, was einer Eintrittshäufigkeit von ca. $1E-02/a$ entspricht. Das Ereignis wird demnach in die Störfallkategorie 2 eingestuft. Aufgrund der bereits konservativen Annahmen kann kein zusätzlicher Einzelfehler identifiziert werden, der zu einer Erhöhung der freigesetzten Aktivität führen könnte.

Für die Fälle a) und b) sind die folgenden Bewertungskriterien anzuwenden:

- Technische Kriterien nach Art. 8 und 10 der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1]
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Die Lagerung der BE im BEB wird durch dieses Ereignis nicht beeinträchtigt. Die technischen Kriterien werden deshalb erfüllt.

a) Absturz eines 200 l-Fasses auf dem Areal

Das Fass kann nach einem freien Fall von etwa 8 m unmittelbar vor dem Zwischenlager aufprallen. Diese Fallhöhe ist konservativ, da die Behälter in der Regel nicht so hoch angehoben werden. Diese Fallhöhe entspricht einer Aufprallgeschwindigkeit von ca. 45 km/h. Ein Ausfall der externen Stromversorgung wird unterstellt, führt jedoch nicht zur Änderung des Ablaufs oder der Folgen dieses Ereignisses. Ein zusätzlicher Einzelfehler, der zu einer Erhöhung der freigesetzten Aktivität führen könnte, kann nicht identifiziert werden.

b) Absturz eines 20'-Containers auf dem Areal

Es wird unterstellt, dass ein in der oberen Reihe gelagerter Container abstürzt und nach einem freien Fall von etwa 6 m auf den Boden prallt. Diese Fallhöhe entspricht einer Aufprallgeschwindigkeit von 39 km/h. Ein Ausfall der externen Stromversorgung wird unterstellt, führt jedoch nicht zur Änderung des Ablaufs oder der Folgen dieses Ereignisses.

Radiologische Bewertung

a) Absturz eines 200 l-Fasses auf dem Areal

Im Zwischenlager gibt es Fässer mit Aktivitätsinventaren im Bereich mehrerer $1\text{E}+13$ Bq. Allerdings sind diese Fässer bereits zementiert und weisen im Falle eines Absturzes deutlich geringere Freisetzungsfaktoren auf als Fässer mit unzementiertem Inhalt (Faktor 125 für Partikelgrößen bis $10\text{ }\mu\text{m}$, Faktor 28 für Partikelgrößen zwischen 10 und $100\text{ }\mu\text{m}$).

Deshalb ist der konservativ abdeckende Fassinhalt grobabgeschiedenes Material aus der fernbedienten Demontage der aktivierten Kerneinbauten (v. a. Späne und Schlacken), das zur Zementierung vorgesehen ist. Das maximale Aktivitätsinventar eines Fasses wurde mit ca. $1\text{E}+13$ Bq abgeschätzt. Dieser Wert wurde auf Basis von Erfahrungen bereits durchgeführter Rückbauprojekte abgeschätzt.

Die Bewertung der Freisetzungsanteile erfolgte auf Basis der Konrad-Transportstudie [19] unter Berücksichtigung der Aufprallgeschwindigkeit und der Abfallgebindegruppe.

Demnach wurde die bodennah freigesetzte Aktivität konservativ mit ca. $1\text{E}+10$ Bq abgeschätzt.

Die aus den Freisetzungen resultierende maximale Dosis wurde für die am höchsten belastete Gruppe der 10-jährigen Kinder in radiologischen Störfallanalysen mit $5,3\text{E}-01$ mSv ermittelt. Dabei kam das Programm EXPO-G14 [8] zum Einsatz. Das Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis wird für alle Personengruppen unterschritten.

b) Absturz eines 20'-Containers auf dem Areal

Das Aktivitätsinventar des 20'-Containers entspricht derjenigen Co-60-Aktivität, die in einem Abstand von 2 m die nach ADR [20] maximal zulässige Dosisleistung in Höhe von $0,1\text{ mSv/h}$ hervorruft. Das maximale Aktivitätsinventar wurde mit ca. $1\text{E}+10$ Bq berechnet. Dieser Wert wurde in einer Berechnung mit dem Programm MicroShield ermittelt.

Die Bewertung der Freisetzungsanteile erfolgte auf Basis der Konrad-Transportstudie [19] unter Berücksichtigung der Aufprallgeschwindigkeit und der Abfallgebindegruppe.

Demnach wurde die bodennah freigesetzte Aktivität konservativ mit ca. $1,5\text{E}+07$ Bq abgeschätzt.

Die aus den Freisetzungen resultierende maximale Dosis wurde für die am höchsten belastete Gruppe der Kleinkinder in radiologischen Störfallanalysen mit $5,8\text{E}-04$ mSv ermittelt. Dabei kam das Programm EXPO-G14 [8] zum Einsatz. Das Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen

in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis wird für alle Personengruppen unterschritten. Die resultierende maximale Dosis unterschreitet das für die Störfallkategorie 1 geltende Dosislimit von 0,3 mSv.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht. Planerisch zu ergreifende Massnahmen zur Linderung sind nicht erforderlich.

4.3.23 Absturz schwerer Lasten – Absturz von Anlageteilen

Der Absturz aktivierter Kerneinbauten in Behältern im Reaktorgebäude wurde bereits in den vorherigen Kapitel behandelt. Der Absturz von Segmenten des aktivierten Biologischen Schilds hat keine radiologische Relevanz, da diese Segmente wegen der geringen Dicke des Biologischen Schilds und der fehlenden Armierung in kleinen Transportgrössen transportiert werden müssen. Ein Absturz eines Segments des Biologischen Schilds führt nur zu geringen Aktivitätsfreisetzungen in die Raumluft des Reaktorgebäudes.

Die kontaminierten Anlageteile aus dem RG werden zwecks weiterer Bearbeitung in das Aufbereitungsgebäude (z.B. zur Dekontamination) oder in das Maschinenhaus zu den Behandlungseinrichtungen transportiert und zu diesem Zweck auf handhabbare Grössen zerlegt. Das Aktivitätsinventar ist bei jedem Transport um etliche Zehnerpotenzen geringer als das der aktivierten Bauteile bzw. das bei deren Behandlung entstandene Schnittgut.

In den übrigen Gebäuden existieren nur wenige grössere Anlageteile mit erheblicher Innenkontamination, die jedoch entweder in Einbaulage, d.h. vor Ort demontiert werden oder deren Kontamination sehr stark anhaftend ist. Das Aktivitätsinventar ist bei deren Transport um etliche Zehnerpotenzen geringer als das der aktivierten Bauteile bzw. das bei deren Behandlung entstandene Schnittgut.

Relevanz

Das Ereignis Absturz von Anlageteilen ist für die Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 relevant.

Technische Bewertung des Ereignisses

Die Lagerung der BE im BEB wird durch dieses Ereignis nicht beeinträchtigt. Die technischen Kriterien werden deshalb erfüllt.

Radiologische Bewertung

Die radiologischen Folgen, die mit einem Absturz von Anlageteilen verbunden sind, sind um mehrere Grössenordnungen geringer als diejenigen der Ereignisse zum Absturz von Behältern.

Fazit

Die betrachteten Ereignisse zum Absturz von Behältern sind für das Ereignis Absturz von Anlageteilen abdeckend.

4.3.24 Absturz schwerer Lasten – Absturz schwerer Lasten auf Behälter mit radioaktiven Stoffen oder Anlageteilen

Transporte schwerer Lasten mit hohem Aktivitätsinventar sind Sondertransporte, die speziell geplant werden. Bei der Planung wird sichergestellt, dass die schweren Lasten nicht über Behälter mit radioaktiven Stoffen oder kontaminierte Anlageteile mit relevantem Aktivitätsinventar transportiert werden oder es werden entsprechende Schutzmassnahmen vorgesehen. Ein Transport von Lasten oberhalb des BEB ist durch administrative Massnahmen ausgeschlossen. Im Rahmen des Rückwirkungsschutzes wird die Ebene RG +29m unterteilt in einen Bereich für Stilllegungsarbeiten und einen Bereich für die Brennelemente und deren Handhabungen. Bei den Stilllegungsarbeiten ist der Brennelement-Bereich für den Kran elektronisch gesperrt. Ein allfälliger Absturz von Lasten nahe auf das BEB wird auf diese Weise verhindert. Ein Absturz schwerer Lasten auf Behälter mit radioaktiven Stoffen oder auf kontaminierte Anlageteile ist deshalb nicht zu unterstellen.

Relevanz

Dieses Ereignis ist für die Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 relevant.

Technische Bewertung des Ereignisses

Die Lagerung der BE im BEB wird durch dieses Ereignis nicht beeinträchtigt. Die technischen Kriterien werden deshalb erfüllt.

Ein Absturz von Lasten könnte zu einem Ausfall von Versorgungseinrichtungen, also die zur Durchführung der Stilllegungsarbeiten erforderlichen Systeme (Rückbaubetriebssysteme), führen. Bei einem Ausfall eines oder mehrerer dieser Systeme können die Stilllegungsarbeiten jederzeit unterbrochen werden. Der Einschluss der radioaktiven Stoffe ist jederzeit gewährleistet und radiologische Auswirkungen sind demnach ausgeschlossen.

Radiologische Bewertung

Mit diesem Ereignis sind keine radiologischen Folgen verbunden.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.25 Absturz schwerer Lasten – Absturz des Brennelementbehälters im Reaktorgebäude

Die Brennelemente werden im Rahmen von Transportkampagnen aus der Anlage entfernt. Bei den Bewegungen des Brennelement-Transportbehälters handelt es sich um Sondertransporte, die speziell geplant werden und für die gesonderte Prozeduren gelten. Hubvorgänge des Brennelement-Behälters finden im Reaktorgebäude und beim Verladen auf einen LKW im Maschinenhaus statt.

In der Stilllegungsphase 1 befinden sich die Brennelemente im Brennelementlagerbecken. Es wird untersucht, ob der Absturz einer schweren Last die Brennelemente im BEB oder die Kühlung des BEB beeinträchtigen kann.

Relevanz

Dieses Ereignis kann Auswirkungen auf die Sicherheit im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und der Stilllegungsphase 1 haben. Für die Stilllegungsphase 1 wird das Ereignis im Zusammenhang mit der Lagerung der BE bewertet. In der Stilllegungsphase 2 befinden sich keine BE mehr in der Anlage. Deshalb wird das Ereignis für die Stilllegungsphase 2 nicht mehr berücksichtigt.

Kategorisierung des Ereignisses

Die Eintrittshäufigkeit dieses Ereignisses ist geringer als $1,0E-06/a$. Demnach wird dieses Ereignis als auslegungsüberschreitend eingestuft.

Technische Bewertung des Ereignisses

Innerhalb des RG kommt der Rundlaufkran zum Einsatz, der dem aktuellen Stand der Technik entspricht. Der Transport des Brennelementbehälters erfolgt nicht über die Brennelemente im BEB und nicht direkt über Komponenten der BEB-Kühlung. Die Brennelemente im BEB und die Systeme der BEB-Kühlung werden bei einem Absturz nicht beeinträchtigt. Die ausreichende Kühlung der Brennelemente ist jederzeit sichergestellt. Die Integrität des Sekundärcontainments ist bei diesem Ereignis gewährleistet.

Radiologische Bewertung

Die radiologischen Folgen eines Absturzes des Brennelementbehälters im Reaktorgebäude werden durch die des Brennelement-Handhabungs-Störfalls (Kapitel 4.3.3) abgedeckt.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde eine abdeckende Analyse identifiziert, welche den Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien sogar für die Störfallkategorie 3 erbringt.

4.3.26 Absturz schwerer Lasten – Absturz des Brennelementbehälters im Maschinenhaus

Die Brennelemente werden im Rahmen von Transportkampagnen aus der Anlage entfernt. Bei den Bewegungen des Brennelement-Transportbehälters handelt es sich um Sondertransporte, die speziell geplant werden und für die gesonderte Prozeduren gelten. Hubvorgänge des Brennelement-Behälters finden im Maschinenhaus (MH) beim Verladen auf einen LKW statt. Hierbei ist die mögliche Fallhöhe deutlich niedriger als im Reaktorgebäude (RG).

Relevanz

Dieses Ereignis kann Auswirkungen auf die Sicherheit im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und der Stilllegungsphase 1 haben. Für die Stilllegungsphase 1 wird das Ereignis im Zusammenhang mit der Lagerung der BE bewertet. In der Stilllegungsphase 2 befinden sich keine BE mehr in der Anlage. Deshalb wird das Ereignis für die Stilllegungsphase 2 nicht mehr berücksichtigt.

Kategorisierung des Ereignisses

Dieses Ereignis wird durch das Ereignis "Versagen von Grosskomponenten", welches im Rahmen der DSA für den Leistungsbetrieb untersucht wird, abgedeckt.

Technische Bewertung des Ereignisses

Im Bereich des Verladeortes des Brennelement-Transportbehälters im MH befinden sich keine Komponenten der BEB-Kühlung. Deshalb hat ein dortiger Absturz keine Auswirkungen auf die BEB-Kühlung.

Die Brennelemente im BEB und die Systeme der BEB-Kühlung werden bei einem Absturz nicht beeinträchtigt. Die ausreichende Kühlung der Brennelemente ist jederzeit sichergestellt. Die Integrität des Sekundärcontainments ist bei diesem Ereignis gewährleistet.

Radiologische Bewertung

Die radiologischen Folgen dieses Ereignisses werden durch die radiologischen Folgen des Ereignisses "Versagen von Grosskomponenten", welches im Rahmen der DSA für den Leistungsbetrieb untersucht wird, abgedeckt.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde eine abdeckende Analyse identifiziert, welche den Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbringt.

4.3.27 Absturz schwerer Lasten – Abstürze auf das Brennelementlagerbecken

Neben den BE-Transporten finden Krantransporte weiterer Lasten statt, beispielsweise von Fässern mit radioaktiven Stoffen, die bereits im vorherigen Kapitel 4.3.19 betrachtet wurden. Die Massnahmen zum Schutz der Brennelemente im BEB, der Komponenten der BEB-Kühlung und der übrigen notwendigen Systeme vor Rückwirkungen durch die Stilllegungsarbeiten (Arbek-R) schliessen auch den Transport von Lasten ein. Zudem erfolgen die Transporte von Lasten grundsätzlich nicht über solche Systeme. Die ausreichende Kühlung der Brennelemente ist stets sichergestellt und das Ereignis bedarf keiner radiologischen Bewertung.

Relevanz

Dieses Ereignis kann Auswirkungen auf die Sicherheit im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und der Stilllegungsphase 1 haben. Für die Stilllegungsphase 1 wird das Ereignis im Zusammenhang mit der Lagerung der BE bewertet. In der Stilllegungsphase 2 befinden sich keine BE mehr in der Anlage. Deshalb wird das Ereignis für die Stilllegungsphase 2 nicht mehr berücksichtigt.

Fazit

Dieses Ereignis kann aufgrund des Rückwirkungsschutzes und aufgrund administrativer Massnahmen nicht auftreten.

4.3.28 Interne Explosionen

Der Brandschutz basiert insgesamt auf einer Kombination von bautechnischen, anlagetechnischen und administrativen Brandschutzmassnahmen. Die Brandschutzmassnahmen stellen grundsätzlich auch den Schutz vor internen Explosionen sicher.

Relevanz

Interne Explosionen können im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden. In Stilllegungsphase 1 sind interne Explosionen im Zusammenhang mit der BE-Lagerung zu betrachten. Dieses Ereignis ist im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und der Stilllegungsphasen 1 und 2 relevant.

Technische Bewertung des Ereignisses

Zu berücksichtigen gilt, dass weder für den Technischen Nachbetrieb noch für den Rückbaubetrieb relevante Mengen an explosiven Stoffen in der Kontrollierten Zone erforderlich sind. In den Stilllegungsarbeiten werden brennbare oder explosive Stoffe, wie z.B. Brenngase oder Dekontaminationsmittel, nur im erforderlichen Umfang in die Kontrollierte Zone eingebracht. Die Brandschutzmassnahmen stellen sicher, dass hierdurch keine internen Explosionen zu berücksichtigen sind, die den Einschluss der radioaktiven Stoffe gefährden. Potentielle Explosionen werden bereits durch die Ereignisse mit internem Brand berücksichtigt (siehe 4.3.5 bis 4.3.9).

Radiologische Bewertung

Die radiologischen Folgen dieses Ereignisses werden durch die radiologischen Folgen der Ereignisse mit internem Brand abgedeckt.

Fazit

Die Untersuchungen der Ereignisse mit internem Brand (siehe 4.3.6 bis 4.3.9) decken bereits potentielle Explosionen der Brandlasten in allen Bereichen der Anlage ab.

4.3.29 Leckagen oder Brüche in an das Brennelementlagerbecken anschliessenden Leitungen

Das Ereignis ist im Rahmen der zusätzlichen Gefährdungsannahmen für Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren der Gefährdungsannahmenverordnung [1] Art. 6 c. auf unzureichende Kühlung der Brennelemente, Überflutung, Freisetzung radioaktiver Stoffe und Bildung brennbarer Gase hin zu untersuchen. Bei diesem Ereignis wird eine spontane Leckage oder Bruch einer Leitung unterstellt, welche mit dem BEB verbunden ist.

Ein spontanes Versagen der Auskleidung des BEB (Liner) kann nur als Folge eines auslegungsüberschreitenden Erdbebens oder auslegungsüberschreitenden Flugzeugabsturzes (s. Kapitel 4.3.32) auftreten. Für das Auslegungserdbeben wurde die Integrität des BEB nachgewiesen (s. Kapitel 4.3.30). Es existiert eine Leckageüberwachung für das BEB, mit der eine eventuelle Leckage erkannt und ihr Ort bestimmt werden kann. Gegebenenfalls können AM-Massnahmen zur Nachbespeisung oder Rückführung von Leckagewasser durchgeführt werden. Ausserdem sind Abdichtversuche möglich.

Die doppelsträngige Zuleitung des betrieblichen BEB-Kühlungs- und Reinigungssystems führt Kühlwasser am Beckenrand hinunter auf den Grund des BEB. Am höchsten Punkt beider Zuleitungen befinden sich Rückschlagventile, die das Leerlaufen des BEB im Falle eines Leitungsbruchs auf tieferem Niveau verhindern würden. Als diversitäre passive Sicherheitseinrichtung sind in den Zuleitungen 30 cm unterhalb des BEB-Wasserspiegels Ausgleichsbohrungen vorhanden, die allfällige Siphoneffekte rechtzeitig unterbrechen. Bei dieser Wasserhöhe ist eine ausreichende Überdeckung der Brennelemente weiterhin sichergestellt. Die Leckage in der Zuleitung führt zu einem Ausfall von Arbek-B.

Das BEB verfügt nicht über Entleerungsleitungen. Das erwärmte Wasser fliesst durch Rücklaufleitungen in zwei Überlaufbecken und wird über die dortigen Ablaufleitungen zu den Pumpen und Kühlern des BEB-Kühl- und Reinigungssystems geleitet. Ein Bruch der Rücklaufleitungen führt nicht zu einem Wasserverlust aus dem BEB.

Der Zwischenkühlkreislauf zur Sicherheitskühlung Arbek-S ist ein geschlossenes System. Das darin enthaltene Wasser kommt nicht mit dem BEB-Wasser in Kontakt. Die Eintauchkühler und deren jeweilige Zu- und Rücklaufleitungen befinden sich innerhalb des BEB. Deshalb kann ein Bruch oder eine Leckage des Zwischenkühlkreislaufs ausserhalb des BEB kein Herausaugen von Wasser aus dem BEB zur Folge haben. Eine Beschädigung des Zwischenkühlkreislaufs innerhalb des BEB führt ebenfalls nicht zu einem Verlust von BEB-Wasser, da das Druckniveau im Zwischenkühlkreislauf höher liegt als der hydrostatische Wasserdruck im BEB im Tiefenbereich der Eintauchkühler.

Relevanz

Dieses Ereignis ist im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und der Stilllegungsphase 1 relevant und wird bewertet. In der Stilllegungsphase 2 befinden sich keine BE mehr in der Anlage. Deshalb wird das Ereignis für die Stilllegungsphase 2 nicht mehr berücksichtigt.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

In der PSA für die Stilllegung wurde die Häufigkeit des Versagens des BEB-Kühl- und Reinigungssystems zu $3,0E-03/a$ ermittelt. Diese Häufigkeit wird durch den Ausfall der aktiven Komponenten des Systems dominiert. Dagegen liegt die Häufigkeit einer Leckage in den Rohrleitungen des Systems deutlich niedriger. Deshalb wird die Häufigkeit $3,0E-03/a$ als konservative Abschätzung für die Häufigkeit des Ereignisses "Leckagen oder Brüche in an das Brennelementlagerbecken anschliessenden Leitungen" herangezogen. Die Berücksichtigung des Einzelfehlers mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,1 ändert die Eintrittshäufigkeit in $3,0E-04/a$. Das Ereignis wird dementsprechend in die Störfallkategorie 2 eingestuft.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Technische Kriterien nach Art. 8 und 10 der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1]
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 1 mSv für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Durch den Ausfall von Arbek-B kommt es zu einer langsamen Erwärmung des Wassers im BEB und es ist ein alternativer Pfad für die Nachwärmeabfuhr erforderlich. Nach Überschreiten eines Temperaturgrenzwerts wird das Sicherheitssystem für die BEB-Kühlung (Arbek-S) in Betrieb genommen. Dieses ist so ausgelegt, dass eine Wassertemperatur im BEB von 60 °C nicht überschritten und die im BEB anfallende Nachzerfallsleistung langfristig mit einer hohen Sicherheitsreserve abgeführt wird. Der begrenzende Einzelfehler besteht im Ausfall eines Strangs von Arbek-S. Aufgrund seines redundanten Aufbaus ist Arbek-S einzelfehlerfest, so dass die Kühlfunktion aufrechterhalten werden kann. Arbek-S wird über die beiden Notstandsdieselgeneratoren versorgt.

Die ausreichende Kühlung der Brennelemente ist jederzeit sichergestellt. Eine mechanische Beschädigung der Brennstab-Hüllrohre tritt nicht auf. Die Integrität der Brennstab-Hüllrohre und des Sekundärcontainments ist bei diesem Ereignis gewährleistet.

Radiologische Bewertung

Mit diesem Ereignis sind keine radiologischen Folgen verbunden.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.30 Erdbeben

Für die sicherheitsrelevanten Bauwerke, Systeme und Komponenten wurde nachgewiesen, dass sie die Folgen eines 10'000-jährlichen Erdbebens nach gültiger Erdbebengefährdung überstehen. Das beinhaltet insbesondere auch das Reaktorgebäude und das BEB, das SUSAN-Gebäude und das Maschinenhaus (MH). Es wurde für alle relevanten Leitungen am BEB nachgewiesen, dass sie entweder erdbebenfest oder durch einfache Operateurhandlungen absperrbar sind. Der Dammbalken wird ebenfalls gegen Erdbeben ausgelegt (Arbek-Z). Die Erdbebennachweise wurden beim ENSI eingereicht und nach Prüfung akzeptiert. Dennoch werden die Auswirkungen eines Erdbebens für das Maschinenhaus und das Areal betrachtet.

Im Zusammenhang mit der Stilllegung werden folgende Auswirkungen eines Erdbebens betrachtet:

- Erdbebeninduzierter Brand in der Anlage
- Erdbebeninduzierte Überflutung der Anlage
- Erdbebeninduzierte Beschädigung von Einrichtungen/Containern
- Erdbebeninduzierte Explosion

Hinzu kommen:

- Auswirkungen im Zusammenhang mit der BE-Lagerung
- die Gesamtbetrachtung mit kombinierten Ereignisfolgen

Als abdeckendes Ereignis wurde der in Kapitel 4.3.6 betrachtete Brand einer Filteranlage im Maschinenhaus bestimmt. Weitere ggf. durch das Erdbeben im MH ausgelöste Brände können zwar nicht ausgeschlossen werden, hätten aber nur eine untergeordnete radiologische Relevanz. Es wird konservativ unterstellt, dass keine Ableitungen über den Hochkamin mehr möglich sind. Die Aktivitätsfreisetzung erfolgt deshalb bodennah.

- Erdbebeninduzierte Überflutung der Anlage

Alle für das KKM relevanten Stauanlagen halten dem 10'000-jährlichen Erdbeben stand. Es ist somit nicht zu unterstellen, dass es zu einer erdbebeninduzierten externen Überflutung der Anlage kommt.

Als erdbebeninduzierte interne Überflutung der Anlage wird konservativ das in Kapitel 4.3.10 betrachtete Ereignis "Beschädigung des KaKo mit Austritt des gesamten Wasserinhaltes von etwa 1'000 m³ Wasser in die Aare" unterstellt. Darüber hinaus existiert kein Potential für eine zu beachtende Aktivitätsfreisetzung durch radioaktive Flüssigkeiten.

- Erdbebeninduzierte Beschädigung von Einrichtungen/Containern

Als erdbebeninduzierte Beschädigungen von Einrichtungen/Containern wurden das Umkippen von Containern auf dem Areal und die Beschädigung von Teilen des MH und der Behandlungseinrichtungen betrachtet.

Es ist eine dreilagige Pufferlagerung von Containern auf dem Areal möglich. Es wird unterstellt, dass einige in der dritten Lage und am äusseren Rand des Containerstapels befindlichen Container, die über ihre Längsachse kippen können, infolge des Erdbebens abstürzen. Es wird konservativ angenommen, dass vier 20'-Container in der dritten Lage des Containerstapels, die jeweils die gleiche (maximal mögliche) Aktivität enthalten, infolge des Erdbebens umkippen und auf eine befestigte Fläche stürzen. Die gesamte freigesetzte Aktivität gelangt bodennah in die Umgebung.

Konservativ wird eine Beschädigung von Teilen des MH und der darin befindlichen Bearbeitungseinrichtungen unterstellt. Diese bestehen zum einen aus den verschiedenen Behandlungsstationen, die

z.T. in Containern oder in Einhausungen untergebracht sind sowie den zugehörigen Hilfseinrichtungen, z.B. Filteranlagen für die lokalen Absaugungen. Zum anderen befinden sich in den Behandlungseinrichtungen die Materialien in unterschiedlichem Behandlungszustand, z.T. innerhalb der Behandlungsstationen, z.T. auf den Pufferflächen.

Es wird unterstellt, dass es durch die nicht näher spezifizierbaren Beschädigungen zu einer teilweisen Ablösung und Mobilisierung der auf den radioaktiven Materialien bzw. auf den Oberflächen innerhalb der Bearbeitungsstationen befindlichen Aktivität kommt. Auch die Behandlungsstationen werden in einer Weise beschädigt, die zu einer teilweisen Freisetzung der darin befindlichen Aktivität führt.

- Erdbebeninduzierte Explosion

Interne Explosionen wurden bereits in Kapitel 4.3.28 betrachtet. Die Brandschutzmassnahmen stellen sicher, dass keine internen Explosionen zu berücksichtigen sind, die den Einschluss der radioaktiven Stoffe gefährden.

Eine erdbebeninduzierte Explosion wird deshalb nicht weiter betrachtet.

- Auswirkungen im Zusammenhang mit der BE-Lagerung

Im Zusammenhang mit der BE-Lagerung ist der erdbebeninduzierte Ausfall von Arbek-B zu betrachten. Bei einem Ausfall von Arbek-B kommt es zu einer langsamen Erwärmung des Wassers im BEB und es ist ein alternativer Pfad für die Nachwärmeabfuhr erforderlich. Nach Überschreiten eines Temperaturgrenzwerts wird das erdbebenfeste Sicherheitssystem für die BEB-Kühlung (Arbek-S) in Betrieb genommen. Dieses ist so ausgelegt, dass eine Wassertemperatur im BEB von 60 °C nicht überschritten und die im BEB anfallende Nachzerfallsleistung langfristig mit einer hohen Sicherheitsreserve abgeführt wird. Der begrenzende Einzelfehler besteht im Ausfall eines Strangs von Arbek-S. Aufgrund seines redundanten Aufbaus ist Arbek-S einzelfehlerfest, so dass die Kühlfunktion aufrechterhalten werden kann. Arbek-S wird über die beiden Notstandsdieselsgeneratoren versorgt.

Die ausreichende Kühlung der Brennelemente ist jederzeit sichergestellt. Eine mechanische Beschädigung der Brennstab-Hüllrohre tritt nicht auf. Die Integrität der Brennstab-Hüllrohre und des Sekundärcontainments ist bei diesem Ereignis gewährleistet.

Eine zusätzliche Freisetzung aus anderen Quellen als den in den Kapiteln a) bis c) für die Stilllegung genannten (z.B. Freisetzungen aus Abwasserbehältern, Harzbehältern, Aktivkohlefilterbehältern) wird im Rahmen der radiologischen Bewertung diskutiert.

- Gesamtbetrachtung mit kombinierten Ereignisfolgen

Es wird unterstellt, dass alle erdbebeninduzierten Auswirkungen gemeinsam auftreten.

Relevanz

Erdbeben sind in den Phasen nach der EELB relevant. Erdbeben sind im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 zu betrachten. In der Stilllegungsphase 1 ist Erdbeben im Zusammenhang mit der BE-Lagerung zu betrachten.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die Eintrittshäufigkeit des zu unterstellenden Erdbebens beträgt nach ENSI-A01 [6] 1E-04/a. Das Ereignis wird demnach in die Störfallkategorie 3 eingestuft.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Technische Kriterien nach Art. 8 und 11 der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1]
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 100 mSv für das einzelne Ereignis

Radiologische Bewertung

Die radiologische Bewertung des Erdbebens erfolgt im Rahmen einer Gesamtbetrachtung mit kombinierten Ereignisfolgen.

- Erdbebeninduzierter Brand in der Anlage

Analog zu Kapitel 4.3.6 wurde die maximale Filterbeladung mit $1\text{E}+09$ Bq und die bodennah freigesetzte Aktivität mit ca. $6\text{E}+07$ Bq konservativ abgeschätzt.

Die aus den Freisetzungen resultierende maximale Dosis wurde für die am höchsten belastete Gruppe der Erwachsenen in radiologischen Störfallanalysen mit $8,1\text{E}-03$ mSv ermittelt. Dabei kam das Programm EXPO-G14 [8] zum Einsatz.

- Erdbebeninduzierte Überflutung der Anlage

Als erdbebeninduzierte interne Überflutung der Anlage wird konservativ das in Kapitel 4.3.10 betrachtete Ereignis "Beschädigung des KaKo mit Austritt des gesamten Wasserinhalts von etwa $1'000$ m³ Wasser in die Aare" unterstellt. Darüber hinaus existiert kein Potential für eine relevante Aktivitätsfreisetzung durch radioaktive Flüssigkeiten. Die aus den Freisetzungen resultierende maximale Dosis wurde für die am höchsten belastete Gruppe der 10-jährigen Kinder in radiologischen Störfallanalysen mit $4\text{E}-03$ mSv ermittelt. Dabei kam das Programm EXPO-G14 [8] zum Einsatz.

- Erdbebeninduzierte Beschädigung von Einrichtungen/Containern

Bei einem möglichen Umkippen von Containern wurde analog zu Kapitel 4.3.22 konservativ ein Aktivitätsinventar von ca. $4\text{E}+10$ Bq für vier Container berechnet und eine bodennah freigesetzte Aktivität von ca. $6\text{E}+07$ Bq abgeschätzt.

Die aus den Freisetzungen resultierende maximale Dosis wurde für die am höchsten belastete Gruppe der Kleinkinder in radiologischen Störfallanalysen mit $2,3\text{E}-03$ mSv ermittelt. Dabei kam das Programm EXPO-G14 [8] zum Einsatz.

Bei einer möglichen Beschädigung von Teilen des MH und der Behandlungseinrichtungen wurde konservativ ein Aktivitätsinventar von ca. $1\text{E}+11$ Bq abgeschätzt, das sich zum Zeitpunkt des Erdbebens im Maschinenhaus befindet. Innerhalb der Behandlungseinrichtungen erfolgt keine Behandlung der aktivierten Kerneinbauten, sondern lediglich der übrigen, kontaminierten Systeme. Die gesamte Aktivität der kontaminierten Systeme – ohne Berücksichtigung einer ggf. erfolgenden Systemdekontamination – wird konservativ auf $1\text{E}+13$ Bq Co-60 geschätzt. Zum Zeitpunkt des Erdbebens befindet sich ein Anteil dieser Aktivität innerhalb der Behandlungseinrichtungen. Hierzu wird angenommen, dass die nukleare Stilllegung insgesamt 10 Jahre dauert und dass in jedem Jahr in etwa der gleiche Aktivitätsanteil die Behandlungseinrichtungen passiert. Demnach würden in jedem Jahr etwa 10 % der gesamten Systemaktivität die Behandlungseinrichtungen passieren. Tatsächlich ist zwar nicht mit einer derartig homogenen Verteilung über die einzelnen Jahre zu rechnen, zu einem gegebenen Zeitpunkt befindet sich aber auch immer nur ein Bruchteil der Rückbaumassen eines

Jahres innerhalb der Behandlungseinrichtungen. Es wird konservativ unterstellt, dass sich zum Zeitpunkt des Erdbebens 10 % der innerhalb eines Jahres die Behandlungseinrichtungen passierenden Aktivitätsmenge in den Behandlungseinrichtungen befinden.

Von den zum Zeitpunkt des Erdbebens innerhalb der Behandlungseinrichtungen befindlichen $1\text{E}+11$ Bq Co-60 ist ein erheblicher Teil fest in Korrosionsschichten eingebunden. Ein weiterer Teil befindet sich innerhalb eingeauster Behandlungsstationen und zudem innerhalb der dort befindlichen Einrichtungen, z.B. innerhalb einer Strahlanlage oder innerhalb von Filtern. Es wird trotzdem konservativ angenommen, dass 10 % der insgesamt in den Behandlungseinrichtungen befindlichen Aktivität infolge des Erdbebens bodennah freigesetzt werden. Die bodennah freigesetzte Aktivität wurde konservativ mit ca. $1\text{E}+10$ Bq abgeschätzt.

Die aus den Freisetzungen resultierende maximale Dosis wurde für die am höchsten belastete Gruppe der Kleinkinder in radiologischen Störfallanalysen mit $3,9\text{E}-01$ mSv ermittelt. Dabei kam das Programm EXPO-G14 [8] zum Einsatz.

- Erdbebeninduzierte Explosion

Da keine internen Explosionen auftreten, die den Einschluss der radioaktiven Stoffe gefährden, ist ein Beitrag zur Freisetzung nicht zu unterstellen.

- Ereignisse im Zusammenhang mit der BE-Lagerung

Die Stilllegungsphase 1 beginnt ca. neun Monate nach der EELB. Zu diesem Zeitpunkt befindet sich bereits keine Aktivität mehr in den Aktivkohlefiltern. Edelgase, Halogene und Iod existieren nicht mehr. Eventuelle Leckagen und eine Ausschüttung über dem Boden führen zu keiner Freisetzung in die Umgebung, da das Inventar immer noch in wässriger Lösung gebunden ist und somit auf dem Areal verbleibt. Folglich ist der Beitrag zur Gesamtdosis aus diesen Quellen vernachlässigbar.

- Gesamtbetrachtung mit kombinierten Ereignisfolgen

Die Summe der aus den Freisetzungen resultierenden maximalen Dosen wurde für die am höchsten belastete Gruppe der Erwachsenen in radiologischen Störfallanalysen mit $4,0\text{E}-01$ mSv ermittelt. Dabei kam das Programm EXPO-G14 [8] zum Einsatz.

Das Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen in Höhe von 100 mSv für das einzelne Ereignis wird für alle Personengruppen unterschritten. Die resultierende maximale Dosis unterschreitet auch das für die Störfallkategorie 2 geltende Dosislimit von 1 mSv.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht. Planerisch zu ergreifende Massnahmen zur Linderung sind nicht erforderlich.

4.3.31 Externe Überflutung

Als externe Überflutung ist das 10'000-jährliche Hochwasser zu unterstellen. Für die Stauanlage Mühleberg, die 2014 verstärkt wurde, und die Staumauern Rossens und Schiffenen wurde nachgewiesen, dass sie ein 10'000-jährliches Hochwasser ohne Konsequenzen überstehen.

Das 10'000-jährliche Hochwasser würde zu einer 25 cm hohen Überflutung des Areals führen. Die zugrundeliegenden Studien zu den Gefährdungsannahmen und die entsprechenden Nachweise wurden beim ENSI eingereicht und nach Prüfung akzeptiert. Es kann von einer langen Vorwarnzeit ausgegangen werden, die verlässlich ausreicht, um die Hochwasserschutzwände für vitale Gebäude, die auf 90 cm Wasserhöhe ausgelegt sind, aufzubauen.

Im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten kann die unterstellte 25 cm hohe Überflutung des Areals dazu führen, dass Wasser in die abgestellten Container mit radioaktiven Stoffen eindringt und dadurch Aktivität freigesetzt wird.

Durch die Hochwasserschutzwände ist sichergestellt, dass eine externe Überflutung nicht zum Ausfall von Arbek-B führen kann.

Relevanz

Eine externe Überflutung ist in den Phasen nach der EELB relevant. Sie ist im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 zu betrachten. In der Stilllegungsphase 1 ist externe Überflutung im Zusammenhang mit der BE-Lagerung zu betrachten.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die Eintrittshäufigkeit der externen Überflutung beträgt nach ENSI-A01 [6] $1\text{E}-04/\text{a}$. Das Ereignis wird demnach in die Störfallkategorie 3 eingestuft.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Technische Kriterien nach Art. 8 und 11 der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1]
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 100 mSv für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Analog zu Kapitel 4.3.22 wurde das Aktivitätsinventar eines Containers konservativ mit ca. $1\text{E}+10$ Bq abgeschätzt. Bei einer unterstellten konservativen Freisetzung von 10 % würde die freigesetzte Aktivität ca. $1\text{E}+09$ Bq betragen. Dieser Wert entspricht lediglich 1 % der Aktivität, die bei den Betrachtungen der Leckage des KaKo in die Aare freigesetzt wird.

Es wird konservativ angenommen, dass die betriebliche BEB-Kühlung Arbek-B ausfällt. Daraufhin kommt es zu einer langsamen Erwärmung des Wassers im BEB und es ist ein alternativer Pfad für die Nachwärmeabfuhr erforderlich. Nach Überschreiten eines Temperaturgrenzwerts wird das Sicherheitssystem für die BEB-Kühlung (Arbek-S), dessen aktive Komponenten sich im SUSAN-Gebäude befinden, in Betrieb genommen. Dieses ist so ausgelegt, dass die im BEB anfallende Nachzerfallsleistung langfristig mit einer hohen Sicherheitsreserve abgeführt und eine Wassertemperatur im BEB von 60 °C nicht überschritten wird. Der begrenzende Einzelfehler besteht im Ausfall eines Strangs von Arbek-S. Aufgrund seines redundanten Aufbaus ist Arbek-S einzelfehlerfest, so dass die Kühlfunktion aufrechterhalten werden kann. Arbek-S wird über die beiden Notstandsdieselmotoren versorgt.

Die ausreichende Kühlung der Brennelemente ist jederzeit sichergestellt. Eine mechanische Beschädigung der Brennstab-Hüllrohre tritt nicht auf. Die Integrität der Brennstab-Hüllrohre und des Sekundärcontainments ist bei diesem Ereignis gewährleistet.

Radiologische Bewertung

In Kapitel 4.3.10 wurde die Aktivitätsfreisetzung von ca. $1\text{E}+11$ Bq durch Leckage des KaKo in die Aare bewertet. Die Betrachtungen sind für dieses Ereignis abdeckend. Das Ereignis bedarf keiner weiteren radiologischen Bewertung.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.32 Flugzeugabsturz

Die Anlage ist gegen die Auswirkungen von Flugzeugtrümmern durch Redundanz, räumliche Trennung redundanter Funktionen und Schutz der vitalen Strukturen, Systeme und Komponenten geschützt. Das Reaktorgebäude schützt vor den Auswirkungen der Trümmer eines Flugzeugabsturzes. Das SUSAN-Gebäude ist gegen Flugzeugtrümmer ausgelegt. Es enthält die Notstandsdieselmotoren und einen Kommandoraum, der eine Alternative zum Hauptkommandoraum darstellt, falls dieser durch den Flugzeugabsturz beschädigt werden sollte. Die Wasseraufnahme des SUSAN-Kühlwassersystems ist räumlich getrennt (> 50 m) von der Wasseraufnahme des Hilfskühlwassersystems, wodurch redundante Kühlwasserquellen zur Verfügung stehen. Ausserdem gibt es seit 2015 die Aare-unabhängige Möglichkeit der Direkteinspeisung in das SUSAN-Kühlwassersystem aus dem Hochreservoir.

Im Zusammenhang mit der BE-Lagerung ist der durch Flugzeugabsturz induzierte Ausfall von Arbek-B oder von Arbek-S zu betrachten. Beide Ereignisse sind auslegungsüberschreitend.

Bei einem Ausfall von Arbek-S ist die ausreichende Kühlung der Brennelemente durch die räumliche Trennung mit dem notstromgesicherten Arbek-B weiterhin möglich.

Bei einem Ausfall von Arbek-B wird das Sicherheitssystem für die BEB-Kühlung Arbek-S in Betrieb genommen. Dessen aktive Komponenten befinden sich im SUSAN-Gebäude und sind vor Flugzeugtrümmern geschützt. Falls es zu einer Beschädigung der Leitungen bzw. der Kühler von Arbek-S im Reaktorgebäude kommt, kann die Kühlung passiv durch Verdunstung oder längerfristig auch mittels einfachen AM-Massnahmen und Linderungsmassnahmen sichergestellt werden (z.B. Arbek-N). Es stehen mehrtägige Karenzzeiten zur Verfügung. Die Brennelemente im Becken sind tief gelagert (7 m hohe Wasserüberdeckung), das BEB selbst weist massive Seiten- und Bodenwandstärken (1,6 bis 1,8 m) auf, die im Fall eines Flugzeugabsturzes einen ausreichenden Trümmerschutz bieten und grössere Leckagen verhindern.

Ein Flugzeugabsturz auf das MH hätte für die Stilllegung die grösste Aktivitätsfreisetzung zur Folge und stellt deshalb den abdeckenden Fall für die Stilllegung dar, der im Folgenden untersucht wird.

Relevanz

Ein Flugzeugabsturz ist in den Phasen nach der EELB relevant. Das Ereignis wird im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 betrachtet. In der Stilllegungsphase 1 wird ein Flugzeugabsturz im Zusammenhang mit der BE-Lagerung betrachtet.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die Eintrittshäufigkeit eines Flugzeugabsturzes ist für fast alle Gebäude und Flugzeugkategorien auslegungsüberschreitend. Lediglich der Absturz eines Leichtflugzeugs gemäss Flugzeugkategorisierung nach der Richtlinie ENSI-A05 [21] auf das Maschinenhaus mit einer Häufigkeit von $1,04E-06/a$ wird in die Störfallkategorie 3 eingestuft.

Aufgrund des bereits postulierten Schadensbildes (konservative Annahme) kann kein zusätzlicher Einzelfehler identifiziert werden, der zu einer Erhöhung der freigesetzten Aktivität führen könnte.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Technische Kriterien nach Art. 8 und 11 der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1]
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 100 mSv für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Für dieses Ereignis wird der Ausfall der externen Stromversorgung unterstellt.

Infolge des Flugzeugabsturzes kommt es zur Beschädigung von Teilen des MH und der darin befindlichen Behandlungseinrichtungen. Diese bestehen zum einen aus den verschiedenen Behandlungsstationen, die z. T. in Containern oder in Einhausungen untergebracht sind sowie den zugehörigen Hilfseinrichtungen, z.B. Filteranlagen für die lokalen Absaugungen. Zum anderen befinden sich in den Behandlungseinrichtungen die Materialien in unterschiedlichen Behandlungszuständen, z. T. innerhalb der Behandlungsstationen, z. T. auf den Pufferflächen.

Es wird unterstellt, dass der Flugzeugabsturz zu einem Brand in der Anlage, einer Beschädigung von Einrichtungen und einer Explosion führt.

Radiologische Bewertung

Es wurde konservativ ein Aktivitätsinventar von ca. $1\text{E}+11$ Bq abgeschätzt, das sich zum Zeitpunkt des Flugzeugabsturzes im Maschinenhaus befindet (siehe Kapitel 4.3.30). Es wird konservativ die vollständige und bodennahe Freisetzung des gesamten Aktivitätsinventars unterstellt, die insbesondere bei Leichtflugzeugen nicht zu erwarten ist. Die bodennah freigesetzte Aktivität beträgt demnach ca. $1\text{E}+11$ Bq.

Die aus den Freisetzungen resultierende maximale Dosis wurde für die am höchsten belastete Gruppe der Kleinkinder in radiologischen Störfallanalysen mit 3,9 mSv ermittelt. Dabei kam das Programm EXPO-G14 [8] zum Einsatz.

Das Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen in Höhe von 100 mSv für das einzelne Ereignis wird für alle Personengruppen unterschritten.

Planerisch zu ergreifende Massnahmen zur Linderung von Auswirkungen von Ereignissen im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten sind nicht erforderlich.

Etwaige Freisetzungen durch einen Absturz auf nicht sicherheitsrelevante Gebäude auf dem Areal sind von der Analyse für Erdbeben (siehe Kapitel 4.3.30) abgedeckt.

Fazit

Der Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude, der zu einer Beschädigung von BE führen könnte, ist aufgrund seiner sehr geringen Häufigkeit auslegungsüberschreitend.

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.33 Extreme Wetterbedingungen

Zu betrachten sind hierbei Sturm, Hagel, vereisender Regen, Vereisung, Trockenheit mit niedrigen Fluss- und Grundwasserpegeln, Waldbrand und extreme Temperaturen. Ausserdem werden die Kombination ausserordentlich rauer Winterbedingungen mit Schnee, niedrigen Temperaturen und Vereisung und die Kombination von ausgeprägt harten Sommerbedingungen mit hohen Temperaturen, Trockenheit, Waldbrand und niedrigen Fluss- bzw. Grundwasserpegeln berücksichtigt.

Relevanz

Extreme Wetterbedingungen sind in den Phasen nach der EELB relevant. Im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 sind sie zu betrachten. In der Stilllegungsphase 1 sind extreme Wetterbedingungen im Zusammenhang mit der BE-Lagerung zu betrachten.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die Eintrittshäufigkeit von extremen Wetterbedingungen beträgt nach ENSI-A01 [6] 1E-04/a. Das Ereignis wird demnach in die Störfallkategorie 3 eingestuft.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Technische Kriterien nach Art. 8 und 11 der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1]
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 100 mSv für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Für alle Gebäude der Kontrollierten Zone wurde nachgewiesen, dass durch extreme Wetterbedingungen es zu keiner Beeinträchtigung der Integrität kommt. Die Nachweise dafür wurden in Studien zu extremen Wetterbedingungen erbracht und beim ENSI eingereicht. Für das Maschinenhaus sind die betrachteten konservativen Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes auch für zu unterstellende extreme Wetterereignisse abdeckend.

Im Rahmen der Betrachtungen zum Erdbeben wurden weitere Auswirkungen (Brand in der Anlage, Überflutung der Anlage, Beschädigung von Einrichtungen/Containern) bewertet, die auch für die Betrachtungen zu den extremen Wetterbedingungen auf dem Areal abdeckend sind.

Im Zusammenhang mit der BE-Lagerung ist der durch extreme Wetterbedingungen induzierte potentielle Ausfall von Arbek-B oder von Arbek-S zu betrachten. Für Arbek-S, dessen aktive Komponenten im SUSAN-Gebäude sind, wurde nachgewiesen, dass kein Ausfall eintritt.

Bei einem Ausfall von Arbek-B kommt es zu einer langsamen Erwärmung des Wassers im BEB und es ist ein alternativer Pfad für die Nachwärmeabfuhr erforderlich. Nach Überschreiten eines Temperaturgrenzwerts wird Arbek-S in Betrieb genommen. Dieses ist so ausgelegt, dass die im BEB anfallende Nachzerfallsleistung langfristig mit einer hohen Sicherheitsreserve abgeführt und eine Wassertemperatur im BEB von 60 °C nicht überschritten wird. Der begrenzende Einzelfehler besteht im Ausfall eines Strangs von Arbek-S. Aufgrund seines redundanten Aufbaus ist Arbek-S einzelfehlerfest, so dass die Kühlfunktion aufrechterhalten werden kann. Arbek-S wird über die beiden Notstandsdieselsgeneratoren versorgt

Die ausreichende Kühlung der Brennelemente ist jederzeit sichergestellt. Eine mechanische Beschädigung der Brennstab-Hüllrohre tritt nicht auf. Die Integrität der Brennstab-Hüllrohre und des Sekundärcontainments ist bei diesem Ereignis gewährleistet.

Radiologische Bewertung

Mit diesem Ereignis sind keine radiologischen Folgen verbunden.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.34 Externe Explosionen, Gaswolken

Externe Explosionen oder Gaswolken werden wegen der Lage des KKM abseits von Hauptstrassen sowie dem Fehlen von Gas- und Ölleitungen innerhalb eines Radius von 2 km um das KKM ausgeschlossen. In unmittelbarer Nähe des KKM existieren keine Betriebe oder sonstigen Quellen, die über giftige oder korrosive Gase verfügen.

Fazit

Externe Explosionen und Gaswolken mit signifikanten Folgen für das KKM können nicht auftreten.

4.3.35 Externer Brand

In der unmittelbaren Nähe des KKM befinden sich keine grösseren Brandlasten. Ein externer Brand, der das KKM potentiell gefährden könnte, ist ausschliesslich durch einen Waldbrand möglich. Ein Übergreifen des Waldbrandes auf das Areal ist durch den Abstand des Waldes unwahrscheinlich.

Fazit

Im Falle einer Gefährdung durch einen externen Brand besteht für die KKM Feuerwehr ausreichend Zeit, Massnahmen, wie z.B. das Entfernen von Containern mit brennbarem Material, zu ergreifen.

Ein Eindringen von Rauchgasen in die Kontrollierte Zone ist nicht zu unterstellen, da die Zuluft auf Rauchgase überwacht wird und bei Bedarf abgeschaltet werden kann.

Ein externer Brand hat keine signifikanten Folgen für das KKM.

4.3.36 Beeinträchtigung oder Unterbruch der externen Kühlwasserzufuhr

Die Beeinträchtigung oder der Unterbruch der externen Kühlwasserzufuhr wird in der Richtlinie ENSI-A01 [6] als auslösendes Ereignis identifiziert.

Relevanz

Dieses Ereignis kann Auswirkungen auf die Sicherheit im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und der Stilllegungsphase 1 haben. Für die Stilllegungsphase 1 wird das Ereignis im Zusammenhang mit der Lagerung der BE bewertet. In der Stilllegungsphase 2 befinden sich keine BE mehr in der Anlage. Für die Stilllegungsarbeiten ist keine externe Kühlwasserzufuhr erforderlich. Deshalb wird das Ereignis für die Stilllegungsphase 2 nicht mehr berücksichtigt.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die Eintrittshäufigkeit einer Beeinträchtigung oder Unterbrechung der externen Kühlwasserzufuhr beträgt nach ENSI-A01 [6] $1\text{E-}04/\text{a}$. Die Berücksichtigung des Einzelfehlers mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,1 ändert die Eintrittshäufigkeit in $1,0\text{E-}05/\text{a}$. Dementsprechend wird das Ereignis in die Störfallkategorie 3 eingestuft.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Technische Kriterien nach Art. 8 und 11 der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1]
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 100 mSv für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

In der Stilllegungsphase 1 werden die Brennelemente im BEB mit dem Betriebssystem Arbek-B gekühlt. Des Weiteren steht das Sicherheitssystem Arbek-S für die Kühlung des BEB im Fall einer Unverfügbarkeit von Arbek-B zur Verfügung. Die Pumpen von Arbek-B und Arbek-S sind räumlich getrennt. Ebenso sind die Kühlwassereinläufe räumlich getrennt, da Arbek-B mit dem Hilfskühlwasser und Arbek-S über das SUSAN-System (CWS) gekühlt wird. Den begrenzenden Einzelfehler im System zur Ereignisbeherrschung stellt der Ausfall eines Arbek-S Strangs dar.

Das Arbek-N beinhaltet zusätzliche AM-Massnahmen. Diese bestehen im Wesentlichen aus einer neuen ergänzenden Wasserversorgung vom Hochreservoir des KKM zur Kühlwasserversorgung des neuen BEB-Kühlsystems und zur Nachspeisung des BEB. Das aus dem Betrieb vorhandene System zur externen BEB-Bespeisung bleibt weiterhin verfügbar.

Durch die Gesamtheit aller Massnahmen wird die ausreichende Kühlung der Brennelemente jederzeit sichergestellt. Eine mechanische Beschädigung der Brennstab-Hüllrohre tritt nicht auf. Die Integrität der Brennstab-Hüllrohre und des Sekundärcontainments ist bei diesem Ereignis gewährleistet.

Radiologische Bewertung

Mit diesem Ereignis sind keine radiologischen Folgen verbunden.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.37 Blitzschlag

Das KKM ist entsprechend dem aktuellen Blitzschutzkonzept ausreichend gegen Blitzschlag und dem damit verbundenen Spannungseintrag in elektrische Einrichtungen geschützt.

Relevanz

Dieses Ereignis kann auch nach der EELB Auswirkungen auf die Sicherheit haben. Das Ereignis wird im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 und im Zusammenhang mit der BE-Lagerung in der Stilllegungsphase 1 betrachtet.

Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien

Die Eintrittshäufigkeit von Blitzschlag beträgt nach ENSI-A01 [6] $1\text{E-}04/\text{a}$. Die Berücksichtigung des Einzelfehlers mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,1 ändert die Eintrittshäufigkeit in $1\text{E-}05/\text{a}$. Dementsprechend wird das Ereignis in die Störfallkategorie 3 eingestuft.

Die folgenden Bewertungskriterien sind anzuwenden:

- Technische Kriterien nach Art. 8 und 11 der Gefährdungsannahmenverordnung des UVEK [1]
- Dosislimit für nichtberuflich strahlenexponierte Personen gemäss Art. 94 StSV [5] in Höhe von 100 mSv für das einzelne Ereignis

Technische Bewertung des Ereignisses

Im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten kann Blitzschlag zum Ausfall des elektrischen Eigenbedarfs oder zu einem Brand führen. Diese Ereignisse wurden bereits in den Kapiteln 4.3.1, 4.3.2 und 4.3.6, 4.3.7 bewertet.

Im Zusammenhang mit der BE-Lagerung ist der Ausfall von Arbek-B aufgrund eines Blitzschlags zu betrachten. Arbek-S ist gegen Blitzschlag ausgelegt und ein Ausfall ist nicht zu unterstellen. Bei einem Ausfall von Arbek-B kommt es zu einer langsamen Erwärmung des Wassers im BEB und es ist ein alternativer Pfad für die Nachwärmeabfuhr erforderlich. Nach Überschreiten eines Temperaturgrenzwerts wird Arbek-S in Betrieb genommen. Dieses ist so ausgelegt, dass die im BEB anfallende Nachzerfallsleistung langfristig mit einer hohen Sicherheitsreserve abgeführt und eine Wassertemperatur im BEB von $60\text{ }^{\circ}\text{C}$ nicht überschritten wird. Der begrenzende Einzelfehler besteht im Ausfall eines Strangs von Arbek-S. Aufgrund seines redundanten Aufbaus ist Arbek-S einzelfehlerfest, so dass die Kühlfunktion aufrechterhalten werden kann. Arbek-S wird über die beiden Notstandsdieselmotoren versorgt.

Die ausreichende Kühlung der Brennelemente ist jederzeit sichergestellt. Eine mechanische Beschädigung der Brennstab-Hüllrohre tritt nicht auf. Die Integrität der Brennstab-Hüllrohre und des Sekundärcontainments ist bei diesem Ereignis gewährleistet.

Radiologische Bewertung

Im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten sind die radiologischen Folgen dieses Ereignisses durch diejenigen der Ereignisse 4.3.6 und 4.3.7 abgedeckt. Im Hinblick auf die BE-Lagerung hat dieses Ereignis keine radiologischen Folgen.

Fazit

Für dieses Ereignis wurde der Nachweis über die Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht.

4.3.38 Ausfall des Hauptkommandoraums

Die Verfügbarkeit bzw. die Funktionen des Hauptkommandoraums können aufgrund interner Ereignisse, wie Brand oder Gasentwicklung, oder auch externer Ereignisse, wie z.B. Erdbeben, ausfallen.

Es ist vorgesehen, dass der Hauptkommandoraum kontinuierlich besetzt ist. Dennoch wird angenommen, dass alle Operateure den Hauptkommandoraum verlassen.

Relevanz

Dieses Ereignis kann Auswirkungen auf die Sicherheit im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und der Stilllegungsphasen 1 und 2 haben.

Der Ausfall des Hauptkommandoraums ist im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 zu betrachten. In der Stilllegungsphase 1 ist der Ausfall des Hauptkommandoraums im Zusammenhang mit der BE-Lagerung zu betrachten.

Kategorisierung des Störfalls

Beim Ausfall des Hauptkommandoraums handelt es sich gemäss der Richtlinie ENSI-A01 [6] um ein auslegungsüberschreitendes Ereignis.

Technische Bewertung des Ereignisses

Der Ausfall des Hauptkommandoraums hat ggf. einen Ausfall von Betriebssystemen zur Folge. Bei einem Ausfall von Betriebssystemen können die Stilllegungsarbeiten falls erforderlich jederzeit unterbrochen werden.

Der Einschluss der radioaktiven Stoffe ist jederzeit gewährleistet und radiologische Auswirkungen sind demnach ausgeschlossen.

Die Operateure besetzen nach Ausfall des Hauptkommandoraums den Kontrollraum des Notstandssystems SUSAN. Von dort aus können die Systeme des Technischen Nachbetriebs überwacht und gesteuert werden. Weitere Überwachungs- und Steuerfunktionen stehen über örtliche Steuerstellen zur Verfügung.

Wenn der Ausfall des Hauptkommandoraums einen Ausfall von Arbek-B zur Folge hat, so kommt es zu einer langsamen Erwärmung des Wassers im BEB und es ist ein alternativer Pfad für die Nachwärmeabfuhr erforderlich. Nach Überschreiten eines Temperaturgrenzwerts wird das Sicherheitssystem für die BEB-Kühlung (Arbek-S) in Betrieb genommen. Dieses ist so ausgelegt, dass eine Wassertemperatur im BEB von 60 °C nicht überschritten und die im BEB anfallende Nachzerfallsleistung langfristig mit einer hohen Sicherheitsreserve abgeführt wird. Der begrenzende Einzelfehler besteht im Ausfall eines Strangs von Arbek-S. Aufgrund seines redundanten Aufbaus ist Arbek-S einzelfehlerfest, so dass die Kühlfunktion aufrechterhalten werden kann. Arbek-S wird über die beiden Notstandsdieselsgeneratoren versorgt.

Die ausreichende Kühlung der Brennelemente ist jederzeit sichergestellt. Eine mechanische Beschädigung der Brennstab-Hüllrohre tritt nicht auf. Die Integrität der Brennstab-Hüllrohre und des Sekundärcontainments ist bei diesem Ereignis gewährleistet.

Radiologische Bewertung

Mit diesem Ereignis sind keine radiologischen Folgen verbunden.

Fazit

Durch die Gesamtheit aller Massnahmen wird die ausreichende Kühlung der Brennelemente jederzeit sichergestellt. Der Einschluss der radioaktiven Stoffe ist jederzeit gewährleistet und radiologische Auswirkungen sind demnach ausgeschlossen.

4.3.39 Ausfall der Brennelementlagerbeckenkühlung

Das BEB befindet sich auf +29m im Reaktorgebäude. Bei Betrieb des Reaktors übernimmt das BEB Kühl- und Reinigungssystem die Kühlung der dort lagernden BE. Die DSA für den Betrieb demonstriert, dass die BE im BEB auch bei einer langanhaltenden Unverfügbarkeit des BEB Kühl- und Reinigungssystems gekühlt werden können.

In der Phase der Etablierung des Technischen Nachbetriebs ist das BEB Kühl- und Reinigungssystem für die Kühlung zuständig. In der Stilllegungsphase 1 übernimmt Arbek-B die betriebliche Kühlung und Arbek-S steht als Sicherheitssystem zur Verfügung. Bei diesem Ereignis wird der Ausfall aller genannten Systeme unterstellt.

Relevanz

Dieses Ereignis kann Auswirkungen auf die Sicherheit im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und der Stilllegungsphase 1 haben. Für die Stilllegungsphase 1 wird das Ereignis im Zusammenhang mit der Lagerung der BE bewertet. In der Stilllegungsphase 2 befinden sich keine BE mehr in der Anlage, die gekühlt werden müssen. Deshalb wird das Ereignis für die Stilllegungsphase 2 nicht mehr berücksichtigt.

Kategorisierung des Störfalls

Beim Ausfall der Brennelementlagerbeckenkühlung handelt es sich gemäss der Richtlinie ENSI-A01 [6] um ein auslegungsüberschreitendes Ereignis.

Technische Bewertung des Ereignisses

In der Stilllegungsphase 1 werden die Brennelemente im BEB mit dem Betriebssystem Arbek-B gekühlt. Des Weiteren steht das Sicherheitssystem Arbek-S für die Kühlung des BEB zur Verfügung.

Ausserdem können die Notfallmassnahmen Arbek-N durchgeführt werden. Diese bestehen zum einen aus einer alternativen Wasserversorgung für die Kühler innerhalb des BEB (Notfallkühlung). Weiterhin bestehen verschiedene Möglichkeiten zur Nachbespeisung des BEB aus externen Quellen, um allfällige Wasserverluste im BEB auszugleichen und den Wasserspiegel auf hohem Niveau zu stabilisieren. Als zusätzliche externe Wasserquelle steht das Hochreservoir zur Verfügung. Die folgenden Systeme stehen für die Einspeisung in das BEB zur Verfügung:

- Innenhydrant RG +29m und Feuerlöschwasser
- BEB Nachbespeisung über BEB Aussenleitungen
- Nebenkondensat
- Zusatzwasser

Es wird der Ausfall der Systeme zur Brennelementlagerbeckenkühlung unterstellt. Fällt nur das Betriebssystem Arbek-B aus, so kann das Sicherheitssystem Arbek-S zur BEB-Kühlung eingesetzt werden. Fällt zusätzlich Arbek-S aus, so können die Operateure die o. g. Notfallkühlung des BEB herstellen. Falls auch deren Ausfall unterstellt wird, können die o. g. Notfallmassnahmen zur Nachbespeisung des BEB durchgeführt werden.

Zur Abschätzung der Karenzzeiten, die für die Operateurhandlungen zur Verfügung stehen, wird konservativ davon ausgegangen, dass sich zu Beginn der Stilllegungsphase 1 die maximal mögliche Anzahl von 672 Brennelementen im BEB befindet. Zu diesem Zeitpunkt beträgt deren Nachzerfallswärmeleistung höchstens 600 kW und nimmt im Laufe der Zeit kontinuierlich ab. Deshalb bestehen lange Karenzzeiten von mindestens 1,9 Tagen bis zum Erwärmen des Wassers im BEB auf 60 °C. Die Karenzzeit bis zum Absinken des Füllstands im BEB auf das Niveau unter die Oberkante des

aktiven Kernbrennstoffs beträgt mindestens 30 Tage. Damit besteht ausreichend Zeit, um notwendige Operateurhandlungen zur Etablierung der Notfalkühlung oder der Nachbespeisung des BEB durchzuführen.

Radiologische Bewertung

Mit diesem Ereignis sind keine radiologischen Folgen verbunden.

Fazit

Durch die Gesamtheit aller Massnahmen wird die ausreichende Kühlung der Brennelemente jederzeit sichergestellt. Der Einschluss der radioaktiven Stoffe ist jederzeit gewährleistet und radiologische Auswirkungen sind demnach ausgeschlossen.

4.3.40 Totalausfall der Wechselstromversorgung (Station Blackout)

Im Einklang mit der Definition in 10CFR50.2 der U.S. NRC [22] wird der Totalausfall der Wechselstromversorgung als Unverfügbarkeit der externen Stromversorgung und der Onsite-Wechselstromversorgung angesehen, welche durch die Stränge I und II bereitgestellt werden.

Relevanz

Der Totalausfall der Wechselstromversorgung (Station Blackout) kann im Verlauf der Etablierung des Technischen Nachbetriebs und der Stilllegungsphasen 1 und 2 Auswirkungen auf die Sicherheit haben. Das Ereignis wird im Zusammenhang mit den Stilllegungsarbeiten in den Stilllegungsphasen 1 und 2 und im Zusammenhang mit der BE-Lagerung in der Stilllegungsphase 1 bewertet.

Kategorisierung des Störfalls

Beim Totalausfall der Wechselstromversorgung (Station Blackout) handelt es sich gemäss der Richtlinie ENSI-A01 [6] um ein auslegungsüberschreitendes Ereignis.

Technische Bewertung des Ereignisses

Der Totalausfall der Wechselstromversorgung (Station Blackout) hat einen Ausfall von Rückbaubetriebssystemen zur Folge. Bei einem Ausfall von Rückbaubetriebssystemen können die Stilllegungsarbeiten falls erforderlich jederzeit unterbrochen werden. Die Fluchtwegebeleuchtung, Brandmeldeanlage und Alarmierungseinrichtungen sind batteriegepuffert. Trotz des Ausfalls der Lüftungseinrichtungen herrscht in der Kontrollierten Zone aufgrund des Naturzugs des Hochkamins weiterhin eine gerichtete Luftströmung. Ein sicheres Verlassen der Kontrollierten Zone ist sichergestellt.

In der Stilllegungsphase 1 werden die Brennelemente im BEB mit dem Betriebssystem Arbek-B gekühlt. Des Weiteren steht das Sicherheitssystem Arbek-S für die Kühlung des BEB zur Verfügung. Die Sicherheitssysteme sind durch eine diversitäre Notstromversorgung gesichert. Ausserdem können die Notfallmassnahmen Arbek-N durchgeführt werden.

Es wird der Ausfall der externen Stromversorgung und der externen Notstromversorgung unterstellt. Einer der drei Dieselgeneratoren im SUSAN-Gebäude stellt in diesem Fall die Stromversorgung von Arbek-S sicher. Falls auch deren Ausfall unterstellt wird, können die Notfallmassnahmen Arbek-N zur ergänzenden Wasserversorgung des Brennelementbeckenkühlsystems und Nachbespeisung des BEB durchgeführt werden. Zu diesem Zweck stehen mobile Dieselmotorpumpen zur Verfügung.

Die Karenzzeiten, die für die o. g. Operateurhandlungen zur Verfügung stehen, wurden bereits in Kapitel 4.3.39 abgeleitet. Demnach bestehen lange Karenzzeiten von mindestens 1,9 Tagen bis zum Erwärmen des Wassers im BEB auf 60 °C und mindestens 30 Tagen bis zum Absinken des Füllstandes im BEB auf das Niveau unter die Oberkante des aktiven Kernbrennstoffs. Es besteht ausreichend Zeit, um notwendige Operateurhandlungen zur Etablierung der Notfalkühlung oder der Nachbespeisung des BEB durchzuführen.

Radiologische Bewertung

Mit diesem Ereignis sind keine radiologischen Folgen verbunden.

Fazit

Durch die Gesamtheit aller Massnahmen wird die ausreichende Kühlung der Brennelemente jederzeit sichergestellt. Der Einschluss der radioaktiven Stoffe ist jederzeit gewährleistet und radiologische Auswirkungen sind demnach ausgeschlossen.

4.4 Ergebnisübersicht

Sämtliche in Tabelle 4-2 aufgeführten Ereignisse wurden analysiert und in Kapitel 4.3 dokumentiert. Nachfolgend in der Tabelle 4-3 sind die wesentlichen Ergebnisse sowie die Bewertung der Nachweisführung aufgeführt. Die Störfallkategorien (SFK) aller Ereignisse und die Störfallkategorien mit Einzelfehler werden angegeben. Für die Ereignisse, die auf der Sicherheitsebene 2 mit Betriebssystemen beherrscht und für auslegungsüberschreitende Ereignisse der Sicherheitsebene 4 behandelt werden, muss kein Einzelfehler unterstellt werden. Aufgrund der sehr konservativen Annahmen konnte für einige Ereignisse kein Einzelfehler definiert werden, der zu einer Erhöhung der radioaktiven Freisetzung führt.

4.5 Bewertung auf Basis deterministischer Störfallanalysen

Die Einhaltung der technischen und radiologischen Kriterien der UVEK-Gefährdungsannahmenverordnung [1] wurde nachgewiesen. Dabei konnte gezeigt werden, dass im Verlauf der Stilllegungsphasen 1 und 2 das Prinzip der gestaffelten Sicherheitsvorsorge (Defense in Depth) realisiert und wirksam ist. Für das abdeckende Ereignisspektrum werden alle Schutzziele erreicht.

Störfall	Referenz- kapitel	Häufigkeit/a ohne Einzelfehler	SFK	Einzelfehler	SFK mit EF	Dosis [mSv]	Nachweis
Ausfall elektr. Eigenbedarfsversorgung							
- Ausfall ext. Stromversorgung	4.3.1	2,4E-2	1	Ausfall Notstrom	2	0	OK
- Ausfall aller 6 kV-Schienen	4.3.2	1,9E-2	1	Notstrom	2	0	OK
Brennelement-Handhabungs-Störfall	4.3.3	8,5E-5	3	Ausfall Strang Notabluftsystem	3	2,7E-6	OK
Interner Brand							
- innerhalb von Geb. der Kontr. Zone	4.3.6	2,5E-3	2	Ausfall) ²		1,7E-3	OK
- ausserhalb von Geb. der Kontr. Zone	4.3.7	1,0E-3	2	) ²		1,5E-2	OK
- Brand RG oder MH mit Ausfall Arbek-B	4.3.8	4,7E-2	1	Strang Arbek-S	2	0	OK
- Brand im SG mit Ausfall Arbek-S	4.3.9	7,6E-2	1	) ³		0	OK
Interne Überflutung							
- Austreten radioaktiver Flüssigkeiten	4.3.10	1,0E-2	2	keine Filterung		4,0E-3	OK
- Überflutung mit Ausfall Arbek-B	4.3.13	3,4E-4	2	Strang Arbek-S	3	0	OK
- Überflutung SUSAN mit Ausfall Arbek-S	4.3.14	<1,0E-6	AÜ	) ⁴		0	OK
Absturz schwerer Lasten							
- Absturz Behälter mit rad. Stoffen im RG	4.3.19	1,4E-4	2	Entrauchung	3	2,3E-1	OK
- Absturz Behälter mit rad. Stoffen im MH	4.3.20	2,7E-4	2	MH-Tor offen	3	4,3E-2	OK
- Absturz Behälter mit rad. Stoffen im ZL	4.3.21	6,8E-3	2	) ²		2,3E-3	OK
- Absturz 200 l-Fasses auf Areal	4.3.22	1,4E-4	2	) ²		5,3E-1	OK
- Absturz 20'-Containers auf Areal	4.3.22	1,0E-2	2	) ²		5,8E-4	OK
Leckagen oder Brüche in an das BEB an- schliessenden Leitungen	4.3.29	3,0E-3	2	Ausfall Strang Arbek-S	2	0	OK
Erdbeben	4.3.30	1,0E-4	3	Ausfall Strang Arbek-S	3	4,0E-1	OK
Externe Überflutung	4.3.31	1,0E-4	3	Ausfall Strang Arbek-S	3	) ⁵	OK
Flugzeugabsturz	4.3.32	1,1E-6	3	) ²		3,9E0	OK
Beeinträchtigung oder Unterbruch der ex- ternen Kühlwasserzufuhr	4.3.36	1,0E-4	3	Ausfall Strang Arbek-S	3	0	OK
Blitzschlag	4.3.37	1,0E-4	3	Ausfall Strang Arbek-S	3	0	OK

Tabelle 4-3: Abdeckendes Ereignisspektrum

² Aufgrund der sehr konservativen Annahmen konnte kein zusätzlicher Einzelfehler gefunden werden, welcher Folgen dieses Ereignisses negativ verstärkt.

³ Dieses Ereignis wird ohne Eingreifen von Sicherheitssystemen mit Betriebssystemen auf der Sicherheitsebene 2 beherrscht. Deshalb muss kein zusätzlicher Einzelfehler unterstellt werden.

⁴ Dieses Ereignis ist auslegungsüberschreitend. Deshalb muss kein zusätzlicher Einzelfehler unterstellt werden.

⁵ Abgedeckt durch Ereignis 4.3.10 Interne Überflutung – Austreten radioaktiver Flüssigkeiten

5 Probabilistische Sicherheitsanalyse

Wie in Kapitel 3 beschrieben, sollen gemäss dem Prinzip der gestaffelten Sicherheitsvorsorge Störfälle mit Mehrfachfehlern und solche mit massiven äusseren Einwirkungen, die ausserhalb der Auslegung liegen (Sicherheitsebene 4), behandelt werden.

Das Ziel der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) ist es, das Risiko auslegungsüberschreitender Störfälle abzuschätzen. Dabei werden interne Ereignisse, interne systemübergreifende Ereignisse und Ereignisse mit Ursprung ausserhalb der Anlage betrachtet und quantifiziert. Mit der PSA wird die Zuverlässigkeit von Systemen bis auf die Komponentenebene bewertet und Rückschlüsse auf mögliche Schwachstellen gewonnen. So können effiziente Anlageverbesserungen vorgeschlagen werden, um das Risiko weiter zu reduzieren. Die Methoden der PSA für Kernkraftwerke wurden grundsätzlich zur Abschätzung des Risikos im Leistungsbetrieb entwickelt. Der Umfang der PSA wurde zur Ermittlung des Risikos im Revisionsbetrieb und im Technischen Nachbetrieb erweitert.

Die PSA erfüllt grundsätzlich folgende Anforderungen (Richtlinie ENSI-A05 [21]):

- Bewertung des Sicherheitsniveaus
- Beurteilung der Ausgewogenheit der Risikobeiträge
- Beurteilung des Einflusses von Anlageänderungen
- Bewertung von Vorkommnissen
- Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung (Importanz) von Komponenten
- Risikotechnische Beurteilung der Betriebserfahrung

In Übereinstimmung mit dem internationalen Stand der PSA-Technik werden die Risiken durch Krieg, Terror und Sabotage nicht behandelt.

5.1 Vorgehen bei der probabilistischen Sicherheitsanalyse

Im Rahmen der Erfüllung des übergeordneten Schutzziels "Begrenzung der Strahlenexposition" wird die Freisetzungshäufigkeit bestimmt. Mengen an radioaktiven Stoffen, die für das Freisetzungsrisiko relevant wären, können nur durch Störfälle mit Kernschaden freigesetzt werden. Aus diesem Grund muss zunächst die Kernschadenshäufigkeit ermittelt werden.

Die Kernschadenshäufigkeit und die Freisetzungshäufigkeit werden mit detaillierten Computer-Modellen der Anlage, welche als Stufe-1-PSA Modell und Stufe-2-PSA Modell bezeichnet werden, bestimmt. Das Stufe-1-PSA Modell beinhaltet alle Störfallabläufe, die zu einem Kernschaden führen. Hierfür wird die Zuverlässigkeit von Systemen, Strukturen und Komponenten sowie von Personalhandlungen quantifiziert. Das Resultat ist die jährliche Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency, CDF). Auf den Unfallsequenzen mit Kernschaden aufbauend, wird in dem Stufe-2-PSA Modell der weitere Unfallverlauf bis zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe analysiert. Als Resultat wird die Freisetzungshäufigkeit ausgewiesen. Zusätzlich liefert das Stufe-2-PSA Modell Angaben zum Management von schweren Unfällen. Dazu gehören mögliche Schwachpunkte der Zonengrenzen sowie deren Verbesserungspotential.

Die probabilistischen Sicherheitsanalysen umfassen im Wesentlichen die folgenden Schritte:

Schritt 1: Identifizierung der relevanten auslösenden Ereignisse

Der erste Schritt einer probabilistischen Risikoanalyse ist die Identifikation von auslösenden Ereignissen (Initiating Events, IE). Ein auslösendes Ereignis ist ein Ereignis, das eine Störung im Kraftwerk hervorruft und das Potential hat, zu einem Kernschaden zu führen, abhängig vom sogenannten Erfolg oder Ausfall der relevanten Sicherheitssysteme.

Auslösende Ereignisse sind normalerweise in interne Ereignisse (z.B. Ausfall der Kühlung) und externe Ereignisse (z.B. Erdbeben) klassifiziert. Interne Ereignisse sind Ausfälle oder fehlerhaftes Funktionieren von Kraftwerkssystemen oder -komponenten aufgrund von technischen oder menschlichen Fehlern sowie Softwareausfällen.

Schritt 2: Erstellung des Stufe-1-PSA Modells

Die Auswirkungen der auslösenden Ereignisse werden mittels Ereignisbäumen (Event Trees, ET) modelliert. Diese stellen Unfallabläufe dar, welche abhängig vom Erfolg oder Ausfall relevanter Sicherheitssysteme entweder zu einem sicheren oder einem ungewünschten Anlagenzustand (z.B. Kernschaden) führen.

Die Zuverlässigkeit der Sicherheitsbarrieren, wie z.B. die Notkühlsysteme, werden über entsprechende Systemmodelle mittels Fehlerbäumen (Fault Trees, FT) quantifiziert. FT sind logische Modelle von Fehlerkombinationen, die ein System dazu bringen können, seine Funktion bei einer Anforderung nicht mehr auszuführen. Ein FT wird normalerweise von oben nach unten gelesen. Das oberste Ereignis stellt den Ausfall der berücksichtigten Funktion des Systems dar. Logische Gatter (z.B. Boolesche Operatoren) veranschaulichen, wie Fehler im System miteinander kombiniert werden und sich fortpflanzen können. Auf der untersten Ebene werden den Basisereignissen (Basic Events) Fehlerraten- bzw. Wahrscheinlichkeitsverteilungen zugewiesen. Die Basisereignisse repräsentieren Komponentenausfallmechanismen oder menschliche Fehler, zu denen ein Zuverlässigkeitsmodell und Wahrscheinlichkeitsverteilungen zugeordnet werden. Um die Zuverlässigkeitsdaten (Wahrscheinlichkeiten oder Ausfallraten) abschätzen zu können, werden bestehende generische statistische Daten verwendet, die aus nationaler oder internationaler Erfahrung gewonnen wurden. Diese Listen werden auch als generische Datenbanken bezeichnet. Für das KKM werden diese generischen (internationalen) Zuverlässigkeitsdaten durch ein Bayes'sches Verfahren zusammen mit anlagespezifischer Erfahrung kombiniert.

Schritt 3: Quantifizierung der Unfallabläufe mit Kernschaden (Bestimmung der CDF)

Die Wahrscheinlichkeit des obersten Ereignisses (Top Event) ist also eine Funktion der Wahrscheinlichkeiten aller einzelnen Basisereignisse, die entweder alleine oder zusammen mit anderen Ereignissen zum obersten Ereignis führen können. Das oberste Ereignis des Fehlerbaums ist hier typischerweise das Ereignis "Kernschaden" bzw. "Brennstoffschaden", welche durch die Kenngrößen Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency, CDF) im Leistungsbetrieb bzw. Brennstoffschadenshäufigkeit (Fuel Damage Frequency, FDF) im Nichtleistungsbetrieb quantifiziert werden.

Da die Anzahl der Ausfallkombinationen (Cutsets), die zu einem Kernschaden führen können, exponentiell mit der Anzahl der modellierten Komponenten wächst, sind effektive Computercodes und Quantifizierungstechniken notwendig, um komplexe Problemstellungen zu lösen.

Schritt 4: Festlegung Schadenszustände für Unfallabläufe mit Kernschaden (Übergang Stufe-2-PSA)

Hier werden die Anlagenschadenszustände (Plant Damage States, PDS) mit ähnlichen Eigenschaften in Bezug auf den Unfallverlauf und den Anlagenzustand auf Basis der Stufe-1-PSA Ergebnisse definiert. Zu berücksichtigen sind dabei die Art des auslösenden Ereignisses, die Verfügbarkeit oder Nichtverfügbarkeit von Systemen, wie z.B. der Stromversorgung, Zeitverläufe des Unfallszenarios.

Schritt 5: Kombinierung der Unfallabläufe aus der Stufe-1-PSA basierend auf den Schadenszuständen

Die Ausfallkombinationen (Cutsets) der Stufe-1-PSA werden auf Basis der Eigenschaften der Anlagenschadenszustände aus Schritt 4 gruppiert.

Schritt 6: Erstellung eines Stufe-2-PSA Modells

Als Schritt 6 werden Ereignisbäume entwickelt, um Phänomene zu modellieren, die im weiteren Unfallverlauf nach einem Brennstoffschaden auftreten können. Ein Ereignisbaum bildet die Abfolge von Ereignissen ab, die, dem Brennstoffschaden folgend, entweder zu einem stabilen Zustand oder einer Freisetzung führen. Hierbei werden gegebenenfalls die Beschädigung oder Zerstörung des Kernbrennstoffs, die Wasserstofferzeugung und -verbrennung oder ein Versagen des Reaktorgebäudes (RG) berücksichtigt.

Schritt 7: Festlegung der Freisetzungskategorien

In Schritt 7 werden basierend auf den Sequenzen in den Ereignisbäumen aus Schritt 6 Berechnungen des weiteren Unfallverlaufes und der Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung durchgeführt. Die Ergebnisse werden verwendet, um für jede Ereignisbaumsequenz die Art und Menge der freigesetzten Spaltprodukte und den Zeitpunkt der Freisetzung zu bestimmen. Die Sequenzen werden danach in Freisetzungskategorien gruppiert.

Schritt 8: Quantifizierung der Unfallabläufe mit Kernschaden

In Schritt 8 wird das Risiko der Freisetzung radioaktiver Stoffe quantifiziert. Als Risikokenngrößen werden ausgewiesen:

- Häufigkeit einer grossen frühen Freisetzung (Shutdown Large Early Release Frequency, SLERF und Large Early Release Frequency, LERF) inklusive der Beiträge der Freisetzungskategorien zu SLERF
- Häufigkeit einer grossen Freisetzung (Large Release Frequency, LRF)
- Risiko der jährlichen Gesamtfreisetzung radioaktiver Stoffe aufgrund schwerer Unfälle in der Einheit [Bq/a] (Total Risk of Activity Release, TRAR)

Diese Kenngrößen stellen das Endergebnis der Stufe-2-PSA dar.

5.2 Stufe-1-PSA und Stufe-2-PSA für das Kernkraftwerk Mühleberg

Die Richtlinie ENSI-G17 [4] fordert für die Stilllegungsphase 1, in der sich noch Kernmaterialien in der Anlage befinden, die bestehenden Stufe-1-PSA und Stufe-2-PSA gemäss der Richtlinie ENSI-A05 [21] anzupassen. Dabei sind insbesondere die Risikokenngrößen für die Brennstoffschadenshäufigkeit (Fuel Damage Frequency, FDF) und für die Häufigkeit einer grossen frühen Freisetzung (Shutdown Large Early Release Frequency, SLERF) auszuweisen. Für die Anwendung der PSA gilt die Richtlinie ENSI-A06 [23] sinngemäss. Mit Beginn der Stilllegungsphase 2 ist keine PSA mehr erforderlich, da sich kein Kernbrennstoff mehr in der Anlage befindet und somit ein Brennstoffschaden nicht mehr auftreten kann.

5.2.1 Stufe-1-PSA Modell

Für den Betrieb des KKM wurde ein PSA-Modell entwickelt, das alle massgeblichen Betriebszustände, darunter den Nichtleistungsbetrieb, abdeckt. Für alle Betriebszustände des KKM werden interne auslösende Ereignisse, interne systemübergreifende Ereignisse (Brand, interne Überflutung) sowie externe Ereignisse (Erdbeben, Flugzeugabsturz, Starkwind und Tornados, externe Überflutung) betrachtet. Es werden alle sicherheitsrelevanten Systeme einschliesslich ihrer Komponenten im Modell abgebildet. Das resultierende Stufe-1-PSA Modell ist sehr detailliert.

Für die Stufe-1-PSA der Stilllegung wurde, ausgehend von der bestehenden Stufe-1-PSA für den Nichtleistungsbetrieb, ein neues Modell für die Anlage mit besonderem Augenmerk auf das Brennelementlagerbecken (BEB) entwickelt. Es wurden dabei weiterhin interne auslösende Ereignisse,

interne systemübergreifende Ereignisse (Brand, interne Überflutung) sowie externe Ereignisse (Erdbeben, Flugzeugabsturz, Starkwind und Tornados, externe Überflutung) betrachtet.

Alle sicherheitsrelevanten Systeme und Komponenten wurden im Stufe-1-PSA Modell abgebildet. Systeme, die nur im Leitungsbetrieb benötigt werden und für das BEB nicht mehr relevant sind (z.B. Systeme zur Einspeisung in den RDB) werden nicht mehr modelliert. Systeme, die nach derzeitiger Planung weiter zu Verfügung stehen, werden im Modell beibehalten (z.B. Notstrom, Druckluft, Feuerlöschwasser). Die neuen Systeme zur BEB-Kühlung und -Nachspeisung wurden nach aktuellem Planungsstand neu modelliert. Dabei wurden die neuen Randbedingungen, die sich durch die autarke Lagerung und Kühlung der Brennelemente (Arbek-Massnahmen) ergeben, bei der Risikoquantifizierung berücksichtigt. In der Stilllegungsphase 1 werden die Brennelemente (BE) im BEB mit dem Betriebssystem Arbek-B gekühlt. Die Dammplatte ist gesetzt und durch den Zusatzverschluss Arbek-Z verstärkt. Das Sicherheitssystem Arbek-S steht für die Kühlung des BEB im Fall einer Unverfügbarkeit von Arbek-B zur Verfügung. Die Pumpen von Arbek-B befinden sich im Pumpenhaus (PH) und im Reaktorgebäude (RG). Die Pumpen von Arbek-S befinden sich im SUSAN-Notstandsgebäude. Des Weiteren sind die Notfallmassnahmen Arbek-N für die Kühlung oder die Nachbespeisung des BEB vorgesehen.

Die Modellierung der Gefährdung für externe Ereignisse wird aus dem Stufe-1-PSA Modell für den Nichtleistungsbetrieb übernommen, da sich die Gefährdungen hier nicht ändern. Bei internen systemübergreifenden Ereignissen (Brand, interne Überflutung) werden die Szenarien beibehalten, die zum Ausfall der BEB-Kühlung bzw. -Nachspeisung führen. Bei Brand werden die erhöhten Häufigkeiten der Ereignisse (z.B. durch Schweissarbeiten) berücksichtigt, indem dieselben Werte wie während der Arbeiten in der Jahresrevision verwendet werden.

Die Ergebnisse der Stufe-1-PSA (die Beiträge zur FDF) sind in nachfolgender Tabelle 5-1 dargestellt. Die Brennstoffschadenshäufigkeit FDF ist als die jährlich im Technischen Nachbetrieb erwartete Anzahl von Ereignissen, die zu einer Aufheizung oder anderweitigen (mechanischen) Beschädigung des Kernbrennstoffs und zu einer signifikanten Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Kernbrennstoff führen, definiert. Die FDF ist deutlich kleiner als $1E-05/a$ und halb so gross wie die aktuelle CDF im Leistungsbetrieb.

Der Hauptbeitrag zum Risiko wird durch Erdbeben verursacht (~85 %). Dies ist auch beim Leistungsbetrieb der dominante Beitrag (76 %), was an den relativ hohen Erdbebengefährdungsannahmen liegt. Massgeblich sind hierbei das seismische Versagen des RG oder des Brennelementlagerbeckens sowie der Absturz der Laufkatze des RG-Rundlaufkrans auf die Brennelemente im Becken.

Der zweithöchste Beitrag zum Risiko sind externe, nicht seismische Ereignisse (10 %), wobei dieser Wert durch eine auslegungsüberschreitende, externe Überflutung durch ein gemeinsames Versagen der an der Saane liegenden Bogenstaumauern Rossens und Schiffenen dominiert wird.

Der dritthöchste Beitrag ist der Absturz des BE-Behälters auf die Brennelemente (~6 %). Wegen der langen Karenzzeiten, der mehrfach redundanten Kühlmöglichkeiten und der geringen Nachzerfallswärme spielen interne und systemübergreifende Ereignisse keine bedeutende Rolle mehr, deren Beitrag ist $< 1 \%$.

Das Ergebnis basiert auf konservativen Annahmen und stellt deshalb eine obere Grenze dar. So wird zum Beispiel die berechnete Nachzerfallswärme zu Beginn der Stilllegungsphase 1 als Konstante zugrunde gelegt, obwohl diese im Laufe der Zeit kontinuierlich weiter abnimmt.

Stilllegungsphase 1		
Ereigniskategorie	FDF/a	% FDF Beitrag
Total Interne Ereignisse	9,52E-10	0,03 %
Brand	0,00E+00	0,00 %
Interne Überflutung	0,00E+00	0,00 %
Absturz schwerer Lasten	2,00E-07	5,97 %
Total interne systemübergreifende Ereignisse	2,00E-07	5,97 %
Externe Ereignisse (nicht seismisch)	3,30E-07	9,85 %
Externe seismische Ereignisse	2,82E-06	84,15 %
Total externe Ereignisse	3,15E-06	94,00 %
Gesamt FDF	3,35E-06	100,00 %

Tabelle 5-1: Risikobeiträge zur FDF für die Stilllegungsphase 1

5.2.2 Kopplung des Stufe-2-Modells mit dem Stufe-1-Modell

Sechs Anlagenschadenzustände (Plant Damage States, PDS) wurden festgelegt, die in Tabelle 5-2 aufgelistet sind. Es ist zu beachten, dass hier sehr seltene, auslegungsüberschreitende Ereignisse untersucht werden. Alle sicherheitsrelevanten Systeme, Strukturen und Komponenten sind gegen Erdbeben ausgelegt (siehe Kapitel 4.3.30). Insbesondere haben das Brennelementlagerbecken, das RG und der Rundlaufkran hohe Margen bezüglich des Referenzerdbebens (10'000-jährliches Erdbeben). Die Erdbeben, die hier analysiert werden und einen Beitrag zum Brennstoffschaden leisten, sind viel seltener und haben Beschleunigungen, die bis zu sechs Mal so stark sind wie das Referenzerdbeben.

In allen PDS kommt es zu einem Ausfall von Arbek-B und Arbek-S. Es wird unterstellt, dass aufgrund der auslösenden Ereignisse sämtliche Accident Management Massnahmen zur Kühlung und zum Nachfüllen des BEB (Arbek-N) nicht durchführbar sind. Leckagen des BEB lassen sich mit dem System zur Leckageüberwachung erkennen und die Leckage lässt sich lokalisieren. Es wird jedoch angenommen, dass in den PDS mit Leckage des BEB die Abdichtversuche scheitern. Aufgrund der langen Karenzzeiten im Vergleich zum Leistungsbetrieb sind das sehr konservative Analyseannahmen.

PDS		Beschreibung
PDS1	Interne und externe Ereignisse, keine mechanischen Schäden der BEs	Vollständige Verdampfung des BEB-Wassers Sobald der Wasserspiegel die Unterkante der BE-Lagergestelle unterschreitet, entwickelt sich eine Naturkonvektion des Wasserdampf-Luft-Gemischs im RG entlang der BE, welches die BE im BEB kühlt. Aufgrund der niedrigen Nachzerfallswärmeleistung der BE ist diese Kühlung ausreichend, um einen Brennstoffschaden durch zu hohe Temperatur zu verhindern. Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe findet nicht statt.
PDS2	Seismisches Versagen des BEB Dammbalkens und von Arbek-Z, keine mechanischen Schäden der BEs	Ausfall der BEB-Kühlung und teilweiser Wasserverlust bis oberhalb der BE Vollständige Verdampfung des BEB-Wassers Sobald der Wasserspiegel die Unterkante der BE-Lagergestelle unterschreitet, entwickelt sich eine Naturkonvektion des Wasserdampf-Luft-Gemischs im RG entlang der BE, welches die BE im BEB kühlt. Aufgrund der niedrigen Nachzerfallswärmeleistung der BE ist diese Kühlung ausreichend, um einen Brennstoffschaden durch zu hohe Temperatur zu verhindern. Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe findet nicht statt.
PDS3	Seismische Beschädigung des BEB, keine mechanischen Schäden der BEs	Ausfall der BEB-Kühlung und vollständiger Kühlmittelverlust Sobald der Wasserspiegel die Unterkante der BE-Lagergestelle unterschreitet, entwickelt sich eine Naturkonvektion des Wasserdampf-Luft-Gemischs im RG entlang der BE, welches die BE im BEB kühlt. Aufgrund der niedrigen Nachzerfallswärmeleistung der BE ist diese Kühlung ausreichend, um einen Brennstoffschaden durch zu hohe Temperatur zu verhindern. Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe findet nicht statt.
PDS4	Seismisches Versagen des RG-Rundlaufkrans (mit Laufkatze)	Ausfall der BEB-Kühlung Konservativ wurde angenommen, dass der Absturz der Laufkatze des RG-Rundlaufkrans in das BEB eine mechanische Beschädigung der BE-Lagergestelle und des Kernbrennstoffs im oberen Bereich verursacht, so dass die radioaktiven Spaltgase der beschädigten BE freigesetzt werden. Ausserdem bildet sich durch den Aufprall im oberen Bereich ein Schüttbett, welches die kühlende Naturkonvektionsströmung beeinträchtigt. Der Absturz der Laufkatze hat ausserdem eine Beschädigung des BEB mit einem teilweisen oder vollständigen Auslaufen des Wassers zur Folge. Im Fall des vollständigen Auslaufens entwickelt sich eine Naturkonvektion des Wasserdampf-Luft-Gemischs im RG entlang der BE, sobald der Wasserspiegel die Unterkante der BE-Lagergestelle unterschreitet. Die Gasströmung wird durch das Schüttbett im oberen Bereich der BE-Lagergestelle zwar reduziert, ist aufgrund der niedrigen

PDS		Beschreibung
		Nachzerfallswärmeleistung der BE jedoch ausreichend kühlend, um eine weitere Beschädigung des Kernbrennstoffs durch zu hohe Temperatur zu verhindern. In diesem Fall findet keine Freisetzung gemäss der SLERF Definition statt. Im Fall des teilweisen Auslaufens ist der Wasserstand zu niedrig, um eine ausreichende Kühlung der BE zu gewährleisten. Zugleich ist der Strömungspfad zur Kühlung der BE versperrt, so dass sich keine Gaskühlung einstellen kann. Dieser Zustand bleibt solange aufrecht erhalten, bis der Wasserspiegel die Unterkante der BE-Lagergestelle unterschreitet. Daraufhin kann sich langsam eine Naturkonvektion des Wasserdampf-Luft-Gemischs im RG entlang der BE aufbauen, welche jedoch durch das Schüttbett reduziert wird. Aus diesen Gründen kommt es nach mehreren Tagen Erwärmungszeit zu einer weiteren Beschädigung der BE durch hohe Temperaturen und durch eine Oxidation der BE-Hüllrohre zu einer Erzeugung von Wasserstoff. Die nachfolgende Wasserstoffverbrennung im RG führt zu dessen Beschädigung. In diesem Fall findet eine grosse Freisetzung statt (Beitrag zur LRF). Ein Ergebnis dieser Untersuchung ist, dass aufgrund der niedrigen Nachzerfallswärmeleistung in der Stilllegung nur im Sonderfall einer Versperrung des Strömungspfades durch ein Schüttbett und gleichzeitig einem sehr niedrigen Wasserniveau im BEB eine Beschädigung des Kernbrennstoffs aufgrund zu hoher Temperaturen auftreten kann. In allen anderen Fällen ist eine ausreichende Kühlung durch das Wasser, den Wasserdampf oder die RG-Luft gewährleistet.
PDS5	Seismisches Versagen des RG	Vollständiges Auslaufen des Wassers aus dem BEB mit mechanischer Beschädigung der BE Der Absturz von Trümmerteilen in das BEB verursacht eine mechanische Beschädigung des Kernbrennstoffs, so dass die radioaktiven Spaltgase der beschädigten BE freigesetzt werden. Durch die Beschädigung des RG findet eine frühe grosse Freisetzung statt (Beitrag zur SLERF). Dabei spielt es eine signifikante Rolle, ob die Freisetzung im Wasser stattfindet. Falls ja, ist die SLERF ca. fünfmal kleiner als der hier ausgewiesene Wert, bei dem partiell eine direkte Freisetzung an die Luft angenommen wird.
PDS6	Leckage des BEB	Vollständiges Auslaufen des Wassers ohne mechanische Beschädigung der BE Sobald der Wasserspiegel die Unterkante der BE-Lagergestelle unterschreitet, entwickelt sich eine Naturkonvektion des Wasserdampf-Luft-Gemischs im RG entlang der BE, welches die BE im BEB kühlt. Aufgrund der niedrigen Nachzerfallswärmeleistung der BE ist diese Kühlung ausreichend, um einen Brennstoffschaden durch zu hohe Temperaturen zu verhindern. Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe findet nicht statt.

Tabelle 5-2: Beschreibung der Störfallabläufe

5.2.3 Stufe-2-PSA Modell

Ausgehend vom Stufe-1-PSA Modell erfolgt in der Stufe-2-PSA die Quantifizierung des Risikos einer radioaktiven Freisetzung an die Umwelt. Für die Stilllegungsphase 1 wurde ein komplettes Stufe-2-PSA Modell erstellt und die Risikokenngrößen bestimmt.

Nach Richtlinie ENSI-A05 [21] wird die LERF als die jährlich erwartete Anzahl von Ereignissen, die innerhalb von 10 Stunden nach Kernschaden zu einer Iod-131-Freisetzung von mehr als $2\text{E}+15$ Bq in die Umgebung führen, definiert. In der Stilllegungsphase 1 ist das Iod-131 (Halbwertszeit 8 Tage) bereits zerfallen. Die LERF nach ENSI-A05-Definition ist also LERF gleich 0. Für die Stilllegung wird die SLERF über eine Cäsium-137-Freisetzung definiert, die zu der gleichen Dosis führt wie bei der Definition über das Iod-131. Die SLERF für die Stilllegung wird dabei als die jährlich erwartete Anzahl von Ereignissen, die innerhalb von 10 Stunden nach einem Brennstoffschaden zu einer Cäsium-137-Freisetzung von mehr als $2\text{E}+14$ Bq in die Umgebung führt, definiert. Diese Definition der SLERF wird in der vorliegenden Stufe-2-PSA zugrunde gelegt. Die LRF wird als die jährlich erwartete Anzahl von Ereignissen, die zu einer Cäsium-137-Freisetzung von mehr als $2\text{E}+14$ Bq in die Umgebung führen, definiert. Die letzte Risikokenngröße, Total Risk of Activity Release (TRAR), beschreibt das Risiko der jährlichen Gesamtfreisetzung radioaktiver Stoffe aufgrund schwerer Unfälle in der Einheit [Bq/a]. Die Häufigkeit dieser Unfälle und deren jeweilige Aktivitätsfreisetzung werden bei der Bestimmung der TRAR berücksichtigt.

Die Auswertung des Stufe-2-PSA Modells liefert die in Tabelle 5-3 dargestellten Risikokennzahlen.

Risikokennzahl	Best Estimate pro Jahr
LERF (nach ENSI-A05)	0
SLERF	4,82E-07
LRF	1,04E-06
TRAR	4,18E+10 Bq

Tabelle 5-3: Risikokennzahlen der PSA Level 2 für Stilllegungsphase 1

Die SLERF beträgt 4,82E-07 und besteht zu 100 % aus dem Beitrag vom PDS-5. Der PDS-5 enthält seismische und Überflutungssequenzen, die aufgrund von Schäden an dem RG bei sehr seltenen, auslegungsüberschreitenden Ereignissen zu Brennstoffschaden führen. In diesen Szenarien stehen weder die Wechselstromversorgung noch andere Systeme zur Verfügung, um den Unfallablauf zu mildern. Bei einem Versagen des RG zum Zeitpunkt des BE-Schadens wird die Präsenz von Wasser im BEB mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,5 angenommen. Im Falle einer Freisetzung ins Wasser ist die SLERF um bis zu einem Faktor 5 kleiner, da das Cäsium im Wasser zurückgehalten wird.

Die LRF besteht zu 56 % aus PDS-5 und zu 44 % aus PDS-4. Die TRAR ist um einen Faktor 205 kleiner als im Leistungsbetrieb und verdeutlicht den Rückgang des Risikos einer Freisetzung radioaktiver Stoffe nach der Endgültigen Einstellung des Leistungsbetriebs.

Das Ergebnis basiert auf konservativen Annahmen und stellt deshalb ebenfalls eine obere Grenze dar. So wird die berechnete Nachzerfallswärme nach einem Jahr als Konstante zugrunde gelegt, obwohl diese im Lauf der Stilllegungsphase 1 weiter abnimmt. Da beim Hauptbeitrag zur SLERF entweder kein Wasser im BEB ist oder das BEB seismisch stark beschädigt wird und das Wasser ausläuft, hat diese Annahme keinen Einfluss auf die SLERF und einen kleinen Einfluss auf die LRF. Auch wurde vernachlässigt, dass im Lauf der ersten Stilllegungsphase BE-Kampagnen stattfinden, d.h. die Anzahl der BEs nimmt sukzessive ab. Qualitativ beeinflusst das die SLERF positiv: Je weniger BE im BEB sind, desto kleiner ist die Wahrscheinlichkeit, dass sie beschädigt werden, wenn es seismisch bedingt zu lokalen Schäden am BEB oder RG kommt. Weiterhin verlängern sich die Karenzzeiten durch die sinkende Nachzerfallswärme immer weiter.

Die Anzahl und Abklingzeit der BE hat direkten Einfluss auf die TRAR. Sie nimmt linear mit der Anzahl der BEs im BEB ab, bzw. als Stufenfunktion in Abhängigkeit der durchgeführten BE-Kampagnen (Verlauf wie in Abbildung 0-1). Deshalb ist es risikotechnisch zu empfehlen, die Transporte möglichst früh durchzuführen. Nach dem Abtransport aller BE sind die SLERF, die LRF und die TRAR gleich 0.

5.3 Ergebnisübersicht probabilistische Sicherheitsanalysen

In Tabelle 5-1 und Tabelle 5-3 sind die Risikokennzahlen der Stufe-1-PSA und Stufe-2-PSA dargestellt. Die konservativ bestimmte Brennstoffschadenshäufigkeit beträgt **3,35E-06 pro Jahr**, die Häufigkeit einer frühen grossen radioaktiven Freisetzung beträgt **4,82E-07 pro Jahr**. Der Hauptbeitrag zu diesen Werten stammt aus auslegungsüberschreitenden seismischen Szenarien.

5.4 Bewertung auf Basis der probabilistischen Sicherheitsanalysen

Für die Stilllegungsphase 1 wurde sowohl ein Stufe-1-PSA als auch ein Stufe-2-PSA Modell gemäss Richtlinie ENSI-G17 [4] neu entwickelt. Die veränderten System- und Anlagekonfigurationen wurden in den Modellen abgebildet.

Ein deutlicher Rückgang des Risikos gegenüber dem Leistungsbetrieb kann festgestellt werden. Bereits zu Beginn der Stilllegungsphase 1 ist die FDF nur halb so gross wie die Risikokenngrösse Kernschadenshäufigkeit (CDF) im Leistungsbetrieb. Auch die Häufigkeit einer grossen frühen Freisetzung im Leistungsbetrieb (LERF) ist um den Faktor 2,5 höher im Vergleich zur SLERF während der Stilllegung. Die LERF für die Stilllegung nach Richtlinie ENSI-A05 [21] ist gleich 0 (kein Iod-131 mehr).

Gemäss der Richtlinie ENSI-A06 [23] sollen folgende Risikokenngrössen und Kriterien zur probabilistischen Bewertung des Sicherheitsniveaus und der Notwendigkeit von Massnahmen angewendet werden. Für die probabilistische Bewertung des Sicherheitsniveaus gilt: Ist die mittlere FDF grösser als $1\text{E-}05/\text{a}$, sind Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu identifizieren und, sofern angemessen, umzusetzen. Die FDF ist jedoch geringer als $1\text{E-}05/\text{a}$, die SLERF deutlich niedriger als $1\text{E-}06/\text{a}$. Damit liegen die Brennstoffschadenshäufigkeit FDF und die SLERF in einem Bereich, in dem alle Grenzwerte gemäss ENSI-A06 [23] unterschritten sind und keine weiteren risikomindernden Massnahmen ergriffen werden müssen.

Die Werte für die Stilllegungsphase 1 wurden konservativ bestimmt und stellen somit obere Grenzen dar, da die Nachzerfallswärme neun Monate nach der EELB zugrunde gelegt wird und der kontinuierliche Abtransport der BEs aus dem BEB nicht berücksichtigt wurde. Die wichtige, rechnerisch ermittelte Grösse TRAR, das Risiko der jährlichen Gesamtfreisetzung radioaktiver Stoffe (bei schweren Unfällen) pro Jahr, ist ein Parameter zur quantitativen Abschätzung des Gefährdungspotentials. Sie nimmt als Stufenfunktion in Abhängigkeit der durchgeführten BE-Kampagnen ab, da die Menge potentiell freisetzbarer, radioaktiver Stoffe immer kleiner wird. Deshalb ist es risikotechnisch zu empfehlen, die Transporte möglichst früh durchzuführen.

6 Notfallschutz

Wie in Kapitel 3 beschrieben, sollen gemäss dem Prinzip der gestaffelten Sicherheitsvorsorge Störfälle mit Mehrfachfehlern und solche mit massiven äusseren Einwirkungen, die ausserhalb der Auslegung liegen, auf der Sicherheitsebene 4 behandelt werden. In den deterministischen Störfallbetrachtungen (DSA) für Sicherheitsebene 1 bis 3 sowie der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) für die Sicherheitsebenen 1 bis 4 sind Massnahmen definiert, die gezielt vorbereitet im Falle eines Störfalls sicherheitsrelevante Schäden verhindern oder zumindest die Folgen von Schäden reduzieren.

Der Notfallschutz für die Kernkraftwerke in der Schweiz ist gesetzlich im Kernenergiegesetz (KEG) [2], in der Kernenergieverordnung (KEV) [3] und dem Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernkraftwerke des Bundesstabs ABCN [24] geregelt. Weitere gesetzliche Vorgaben finden sich im Strahlenschutzgesetz (StSG) [25], in der Strahlenschutzverordnung (StSV) [5] und in der Alarmerungsverordnung (AV) [26].

Die Aufsichtsbehörde ENSI macht zudem detaillierte Vorgaben zum Notfallschutz in Kernanlagen (Richtlinie ENSI-B12 [27]) und zu Notfallübungen (Richtlinie ENSI-B11 [28]). Gemäss Richtlinie ENSI-G17 "Stilllegung von Kernanlagen" [4] gelten die Bestimmungen der Richtlinien ENSI-B11 und ENSI-B12 für die Stilllegung sinngemäss.

Bund, Kantone und Gemeinden sind für den Notfallschutz ausserhalb der Kraftwerke zuständig. Das Kraftwerk ist für den Notfallschutz innerhalb des Kraftwerksareals zuständig. Das Kraftwerk ist zudem für die Einstufung der Ereignisse sowie die zeit- und lagegerechte Meldung an die Aufsichtsbehörde nach der Kernenergieverordnung (KEV) [3], Anhang 6 verpflichtet.

Nachfolgend wird aufgezeigt, wie die Anforderungen an die Notfallorganisation bei der Stilllegung des KKM erfüllt werden, so dass eine angemessene und wirksame Gefahrenabwehr sichergestellt ist.

6.1 Vorgehen bei der Bewertung der Vorbereitung des Notfallschutzes

Die Vorbereitung des Notfallschutzes geschieht im Allgemeinen nach folgendem Vorgehen:

Schritt 1: Festlegung der Anforderungen aus den Störfallbetrachtungen

In den Störfallbetrachtungen werden Massnahmen definiert, deren Umsetzung vorzubereiten ist. Massnahmen bei technischen Notfällen werden in Betriebsnotfalleinweisungen (BNA) geregelt, wohingegen Massnahmen bei Notfällen mit mutmasslich auslegungsüberschreitendem Ablauf in Accident-Management-Massnahmen (AMM) behandelt werden. Für die erfolgreiche Umsetzung der Massnahmen sind technische Ausrüstungen bereitzustellen und beübtes Personal für deren Einsatz vorzuhalten.

Schritt 2: Bereitstellung der technischen Ausrüstungen

Beinhaltet das Vorhalten von Einsatzmitteln wie mobile Dieselgeneratoren oder Pumpen sowie Instrumente für die Überwachung von wichtigen Anlageparametern.

Schritt 3: Aufstellung und Beübung der Notfallorganisation

Über 90% des Kraftwerkspersonals ist in die Notfallorganisation eingeteilt. Das zugeteilte Personal wird aus- und weitergebildet und regelmässig in Notfallübungen gemäss der Richtlinie ENSI-B11 [28] beübt.

6.2 Technische Ausrüstungen und Notfallorganisation im KKM

Der Notfallschutz in der Anlage ist in der Notfallordnung geregelt. Die Dokumentation der Notfallordnung besteht aus Grundlagen Notfallorganisation (GNO), allgemeinen Notfallanweisungen (ANA), Betriebsnotfallanweisungen (BNA), Betriebsstörfallanweisungen (BSA), Symptomorientierte Anweisungen (SYA) und Accident-Management-Massnahmen (AMM). Die Notfallordnung bestimmt den Einsatz der Notfallorganisation unter Zuhilfenahme der technischen Ausrüstungen. Die technischen Ausrüstungen der Notfallorganisation sowie die Struktur und Inhalte der Notfallorganisation selbst werden im Folgenden diskutiert.

6.2.1 Technische Ausrüstungen

Räumlichkeiten und Material

Es gibt verschiedene interne und externe Notfallräume, die je nach Ereignis zum Einsatz gelangen. Notfallmaterial wird sowohl in der Anlage wie auch an externen Standorten gelagert.

Die für den Notfallschutz geforderte Infrastruktur Hauptkommandoraum, Notsteuerstelle, Notfallraum sowie Ersatznotfallraum bleiben bis Ende der Stilllegungsphase 1 analog dem heute gültigen Notfallreglement bestehen.

Für die Stilllegungsphase 2 werden im Wesentlichen der Hauptkommandoraum resp. externe Steuerstellen weiter betrieben. Alle weiteren Notfallräume ausser Hauptkommandoraum sind ab Beginn der Stilllegungsphase 2 nicht mehr erforderlich.

Störfallinstrumentierung

Die Störfallinstrumentierung umfasst derzeit zehn Messsonden. Acht Messsonden befinden sich im Reaktorgebäude über alle Ebenen verteilt. Je eine Messsonde befindet sich im Hochkamin sowie im Notabluftsystem.

Zu Beginn der Stilllegungsphase 1 werden einzelne Messstellen im Reaktorgebäude (z.B. GAU-Monitore vor und in der Drywellschleuse, RABE-Kriterien) ausser Betrieb genommen. Die übrigen bleiben bis zum Ende der Stilllegungsphase 1 bestehen.

Ab Beginn der Stilllegungsphase 2 wird nur noch die Raumüberwachung betrieben.

Safety Parameter Display System

Die für den Leistungsbetrieb betriebenen SPDS:

- SPDS1 Scramversagen (Reaktivität)
- SPDS2 Mengenbilanz (Kernkühlung)
- SPDS3 Primärsystem (Druckabbau)
- SPDS4 Containmentsystem (Containmentparameter)

werden zu Beginn der Stilllegungsphase 1 ausser Betrieb genommen, da sie nicht mehr erforderlich sind.

Das System

- SPDS5 Aktivitätsüberwachung (Hochkaminabgabe, Raumüberwachung, Flüssige Abgabe)

wird während der gesamten Stilllegungsphasen 1 und 2 weiterbetrieben.

Zum Ende der Stilllegungsphase 2 bzw. zu Beginn der Stilllegungsphase 3 (Anlage ausgezont) wird das SPDS5 obsolet und ebenfalls ausser Betrieb genommen.

Post Accident Sampling System

Das Post Accident Sampling System wird ab Beginn der Stilllegungsphase 1 obsolet, da ab diesem Zeitpunkt keine Brennelemente mehr im Primärcontainment sind und das Primärcontainment seine Funktion verliert. Das System wird ab Beginn der Stilllegungsphase 1 ausser Betrieb genommen.

Übertragung der Anlageparameter

Anlageparameter (ANPA) sowie Emissionsparameter (EMI) des Kernkraftwerks dienen der Aufsichtsbehörde im Störfall zur

- Beurteilung des Zustandes der Anlage,
- Erstellung der Prognosen bezüglich der möglichen weiteren Verläufe und Folgen des Störfalls,
- Beratung des Betreibers,
- Treffen der Anordnungen zum Schutz der Umgebung, des Personals und der Anlage.

Entsprechend dem Gefährdungspotential und den Störfallszenarien werden die Parameter phasenweise mit dem ENSI festgelegt. Während der Etablierung des Technischen Nachbetriebs bleiben die Parameter aus dem Leistungsbetrieb bestehen. Für die Stilllegungsphase 1 entfallen die Parameter für die Reaktorüberwachung und innerhalb der Stilllegungsphase 2 wird die Datenübertragung gänzlich eingestellt.

6.2.2 Notfallorganisation

Die Notfallorganisation und das Führungsmodell sind in den schweizerischen Kernkraftwerken harmonisiert. Die Notfallorganisation ist in Abbildung 6-1 dargestellt. Mit wenigen Ausnahmen ist das gesamte Kraftwerkspersonal in die Notfallorganisation eingeteilt. Das in die Notfallorganisation eingeteilte Personal wird periodisch aus- und weitergebildet und in Notfallübungen eingesetzt. Der Notfallstab besteht aus ca. 70 Personen, eingeteilt in die verschiedenen Sektionen. Die Mannschaftsstärke der Betriebsfeuerwehr beträgt ca. 50 Personen. Die Notfallorganisation wird gemäss den Anforderungen der verschiedenen Stilllegungsphasen angepasst werden. Dabei werden aufgrund des sinkenden Gefährdungspotentials die Organisation, die Mannschaftsstärke, die Dokumentation wie auch die Ausbildung und Notfallübungen den Anforderungen angepasst.

In der Stilllegungsphase 1 werden die Notfallsektionen Betrieb, Mechanik, Elektrotechnik und Logistik im Laufe der Phase personell verkleinert. Der Notfallstab und speziell die Notfallsektion Feuerwehr werden für diesen Anlagenzustand geschult. Es wird erwartet, dass sich die Brandszenarien gegebenenfalls ändern und sich die Art und Häufigkeit der zu ergreifenden Brandschutzmassnahmen durch die Stilllegungsarbeiten ändern. In Notfallübungen werden Ereignisse entsprechend der aktuellen Gefährdung geübt. Die Struktur der Notfallorganisation erfährt keine Änderung.

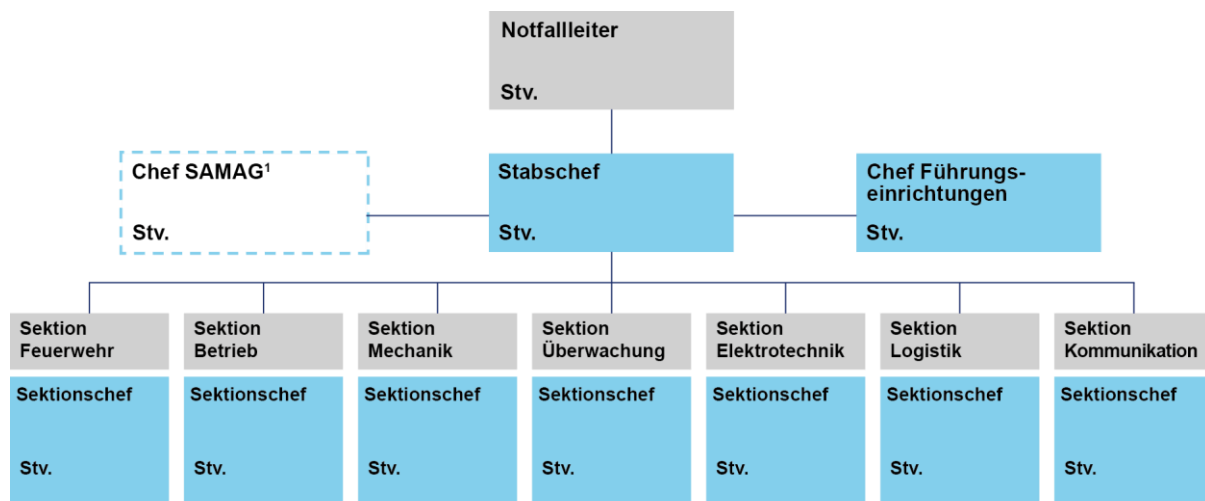
In der Stilllegungsphase 2 beschränkt sich die Gefährdung nun im Wesentlichen auf die Anlage und das Personal. Die Notfallorganisation wird der aktuellen Gefährdung angepasst, d.h. die Sektion Severe Accident Management Guidance (SAMG, übersetzt Unfallmanagement) wird aufgelöst und die übrigen Notfallsektionen auf die Erfordernisse angepasst. Die Sektionen Feuerwehr und Überwachung bleiben unverändert. Schulungen und Übungen sind fokussiert auf die Gefährdungsannahmen für diese Stilllegungsphase.

In der Stilllegungsphase 3 gibt es keine nukleare Gefährdung mehr. Die rückgebauten Gebäude entsprechen im Wesentlichen einer Industriebrache ohne weitere Gefährdung für die Umwelt. Dieser Zustand erfordert keine Notfallorganisation. Die Notfallorganisation wird aufgelöst.

Notfallanweisungen und RABE-Kriterien

Die Notfalldokumentation besteht aus Grundlagen Notfallorganisation (GNO), allgemeinen Notfallanweisungen (ANA), Betriebsnotfallanweisungen (BNA), Betriebsstörfallanweisungen (BSA), Symptomorientierte Anweisungen (SYA) und Accident-Management-Massnahmen (AMM). Die Notfalldokumentation wird in Abhängigkeit vom noch vorhandenen Gefährdungspotential sowie von Art und Umfang der vorgesehenen Tätigkeiten für jede Phase der Stilllegung angepasst. Bei der Anpassung der Notfalldokumente werden die Erfahrungen aus Notfallübungen und Ereignissen im eigenen, aber auch in anderen Rückbauprojekten berücksichtigt.

Die RABE-Kriterien, die sich nur auf Reaktorereignisse (Kernbeschädigungen) beziehen, entfallen nach der Etablierung des Technischen Nachbetriebs. In den folgenden Phasen werden radiologische Ereignisse nach den Kriterien der Emergency Action Level (EAL) gemeldet. Diese Notfallklassierung tritt Anfang 2016 in Kraft.



1) Der Notfallleiter kann je nach Anforderung des Vorkommnisses spezielle Funktionen und/oder Experten hinzuziehen.

Abbildung 6-1: Notfallorganisation KKM

Unfallmanagement (SAMG)

Gemäss Richtlinie ENSI-G17 [4] sind SAMG bereitzustellen, solange Kernmaterialien in der Anlage vorhanden sind. Im Folgenden wird das Konzept für die Überarbeitung der SAMG für die Stilllegungsphase 1 dargestellt.

Die "Leistungsbetrieb" SAMG haben für die Stilllegung keine Bedeutung mehr und können ersatzlos entfallen. Die "Stillstands" SAMG decken einmal Unfälle mit Kernschaden mit geöffnetem Reaktor-druckbehälter und Brennelementschäden im Lagerbecken ab. Die SAMG zu Unfällen mit Kernschaden mit geöffnetem Reaktor-druckbehälter können ebenso ersatzlos entfallen, da sich in der Stilllegungsphase 1 alle Brennelemente im Brennelementlagerbecken befinden.

Unfälle mit Brennelementschäden im Lagerbecken bleiben in der Stilllegungsphase 1 relevant. Im Wesentlichen handelt es sich um das Kühlen der Brennelemente im Lagerbecken, Wasserstoffbeherrschung im Reaktor-gebäude und Minimierung der Freisetzung von Aktivität an die Umgebung. Die "Stillstands" SAMG werden für die Stilllegung angepasst. Dies betrifft im Wesentlichen die Berücksichtigung der Arbek-Systeme. Generell werden die referenzierten Anweisungen und die Listen des aktuellen Notfallequipments aktualisiert.

Die Anweisungen für das Aufgebot des Notfallstabs im Ereignisfall (inkl. Feuerwehr und Severe Accident Management Advisory Group, SAMAG) werden für die Stilllegungsphase 1 nicht verändert. Die Ausbildung der Mitglieder des Notfallstabs wird den Anforderungen entsprechend angepasst und weitergeführt.

Notfallübungen

Die Durchführung von Notfallübungen ist in der Richtlinie ENSI-B11 [28] geregelt. Ab der Stilllegungsphase 1 werden die Typen von inspierten Notfallübungen, der Übungszweck und die Übungsziele entsprechend dem jeweiligen Gefährdungspotential und den Anlagekonfigurationen angepasst. Die Übungsdauer wird nicht verändert.

In Anlehnung an die Richtlinie ENSI-B11 werden in der Stilllegungsphase 1 noch folgende Notfallübungen durchgeführt:

- Alarmierungsübungen (ANU)
- Werksnotfallübung (WNU)
- Werksnotfallübung mit Schwerpunkt Feuerwehreinsatz (WNU/F)

Die Notfallübungen werden in den Stilllegungsphasen 1 und 2 mit den entsprechenden o. g. Anpassungen in Anlehnung an den Übungsplan im Anhang 3 der Richtlinie ENSI-B11 [28] durchgeführt. Zu Beginn der Stilllegungsphase 3 werden Notfallübungen obsolet und finden nicht mehr statt.

6.3 Ergebnisübersicht und Bewertung des Notfallschutzes

Die bestehende Notfallordnung und die weiteren Regelungen werden an die Erfordernisse der Stilllegung angepasst. Das Notfallreglement wird im weiteren Verlauf der Stilllegung phasenweise an die aktuelle Gefährdung angepasst und ist Bestandteil der Phasenfreigabe.

Dies beinhaltet die Anpassung der technischen Ausrüstungen, Räumlichkeiten und Störfallinstrumentierung zur Notfallbeherrschung sowie der Notfallorganisation.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass die organisatorischen und ausrüstungstechnischen Anforderungen an die Notfallorganisation erfüllt sind und somit jederzeit eine angemessene und wirksame Gefahrenabwehr sichergestellt ist.

Tabellenverzeichnis

Tabelle 4-1: Sicherheitsebenen und Störfallkategorien	22
Tabelle 4-2: Ereignisspektrum für die verschiedenen Phasen; relevante Ereignisse mit "X" gekennzeichnet	29
Tabelle 4-3: Abdeckendes Ereignisspektrum	92
Tabelle 5-1: Risikobeiträge zur FDF für die Stilllegungsphase 1	97
Tabelle 5-2: Beschreibung der Störfallabläufe	99
Tabelle 5-3: Risikokennzahlen der PSA Level 2 für Stilllegungsphase 1	100

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 0-1: Darstellung des Gefährdungspotentials der Anlage bis Kernbrennstofffreiheit	6
Abbildung 2-1: Arbek-Massnahmen	15
Abbildung 6-1: Notfallorganisation KKM.....	106

Unterlagenverzeichnis

- [1] UVEK, Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen, SR 732.112.2, 2009.
- [2] Bundesversammlung der Schweizerischen Eidgenossenschaft, Kernenergiegesetz (KEG), SR 732.1, März 2003 (Stand 01. Januar 2009).
- [3] Schweizerischer Bundesrat, Kernenergieverordnung (KEV), SR 732.11, Dezember 2004 (Stand 01. Mai 2012).
- [4] ENSI, Stilllegung von Kernkraftwerken, ENSI-G17, April 2014.
- [5] Schweizerischer Bundesrat, Strahlenschutzverordnung (StSV), SR 814.501, 22. Juni 1994 (Stand 01. Januar 2014).
- [6] ENSI, Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse, ENSI-A01/d, 2009.
- [7] ENSI, Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen, ENSI-G14/d Rev. 1, 2009.
- [8] Steag Energy Service GmbH, EXPOG14, Software Version 2.2, 31. Oktober 2012.
- [9] U.S. NRC, PRA Procedures Guide - A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants, NUREG/CR-2300, 1983.
- [10] Deutsches Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Leitfaden zur Stilllegung, zum sicheren Einschluss und zum Abbau von Anlagen oder Anlagenteilen nach §7 des Atomgesetzes, August 2009.
- [11] Deutsche Entsorgungskommission, Empfehlungen der Entsorgungskommission: Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen, März 2015.
- [12] IAEA, Safety Assessment for Decommissioning, Safety Report Series No. 77, 2013.
- [13] IAEA, Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities, Draft Safety Guide, DS452 (Revision of Safety Guides WS-G-2.1 and 2.4), Dezember 2014.
- [14] Studsvik, Spent Nuclear Fuel (SNF) Programm, Version 1.6.3.
- [15] ENSI, Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen, ENSI-A08/d, 2010.
- [16] U.S. NRC, Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants: Resolution of Generic Technical Activity A-36, NUREG-0612, 1980.

- [17] U.S. NRC, Alternative radiological source terms for evaluating design basis accidents at nuclear power reactors, Regulatory Guide 1.183, 2000.
- [18] Y. Hee-Chul et al., Behavior of Radioactive Elements during Thermal Treatment of Nuclear Graphite Waste Thermodynamic Model Analysis, *Journal of Nuclear Science and Technology*, pp. 869-876, 2005.
- [19] GRS, Sicherheitsanalyse zur Beförderung radioaktiver Abfälle zum Endlager Konrad, GRS 256, ISBN 978-3-939355-31-1, Dezember 2009 mit Corrigendum vom April 2010.
- [20] ADR, Accord européen relatif au transport international des marchandises dangereuses par route (Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse), Ausgabe 2013.
- [21] ENSI, Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang, ENSI-A05/d, 2009.
- [22] U.S. NRC, NRC Regulations, Title 10: Code of Federal Regulations, Part 50: Domestic licensing of production and utilization facilities, 50.2: Definitions, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0002.html>.
- [23] ENSI, Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen, ENSI-A06, 2009.
- [24] KomABC, Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen, Januar 2006.
- [25] Bundesversammlung der Schweizerischen Eidgenossenschaft, Strahlenschutzgesetz (StSG), SR 814.50, März 1991 (Stand 01. Januar 2007).
- [26] Schweizerischer Bundesrat, Verordnung über die Warnung und Alarmierung, Alarmierungsverordnung (AV), 520.12, August 2010 (Stand 01. Januar 2014).
- [27] ENSI, Notfallschutz in Kernanlagen, ENSI-B12, 2009.
- [28] ENSI, Notfallübungen, ENSI-B11, November 2007, (Stand 01. Januar 2013).

Abkürzungsverzeichnis

Abkürzung	Bedeutung
ADR	Accord européen relatif au transport international des marchandises dangereuses par route
AMM	Accident Management Massnahme
ANA	Allgemeine Notfallanweisungen
Arbek	Autarke redundante Brennelementlagerbeckenkühlung
Arbek-B	Autarke redundante Brennelementlagerbeckenkühlung - Betriebssystem
Arbek-N	Autarke redundante Brennelementlagerbeckenkühlung - Notfallsystem
Arbek-R	Autarke redundante Brennelementlagerbeckenkühlung - Rückwirkungsschutz
Arbek-S	Autarke redundante Brennelementlagerbeckenkühlung - Sicherheitssystem
Arbek-Z	Autarke redundante Brennelementlagerbeckenkühlung - Zusatzverschluss
AS	Anlagestatus
BE	Brennelement
BEB	Brennelementlagerbecken
BNA	Betriebsnotfallanweisungen
BSA	Betriebsstörfallanweisungen
CDF	Core Damage Frequency, Kernschadenshäufigkeit
DSA	Deterministische Störfallanalyse
EABN	Endgültige Ausserbetriebnahme
EELB	Endgültige Einstellung des Leistungsbetriebs
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat
ET	Event Trees
FDF	Fuel Damage Frequency, Brennstoffschadenshäufigkeit
FT	Fault Trees
GNO	Grundlagen Notfallorganisation
IE	Initiating Event
KEG	Kernenergiegesetz
KEV	Kernenergieverordnung
KKM	Kernkraftwerk Mühleberg

Abkürzung	Bedeutung
LERF	Large Early Release Frequency
LRF	Large Release Frequency
MH	Maschinenhaus
NFO	Notfallorganisation
PDS	Plant Damage States
PH	Pumpenhaus
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
RABE	Kriterien für die Warnung der Behörden und die Rasche Alarmierung der Bevölkerung in der Umgebung eines Kernkraftwerks
RDB	Reaktordruckbehälter
RG	Reaktorgebäude
SAMG	Severe Accident Management Guidance
SFK	Störfallkategorie
SLERF	Shutdown Large Early Release Frequency
SP	Stilllegungsphase
SPDS	Safety Parameter Display System
StSG	Strahlenschutzgesetz
StSV	Strahlenschutzverordnung
SUSAN	Spezielles unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme
SYA	Symptomorientierte Anweisungen
TRAR	Total Risk of Activity Release
UVEK	Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation

Glossar

Begriff	Definition
Abbruch	Zerstören eines Gebäudes oder Gebäudeteils.
Abfälle	Materialien, die weder wiederverwendet noch rezykliert werden. Inaktive Abfälle werden der normalen Kehrichtverwertung (Deponie, Verbrennung usw.) zugeführt.
Abfallgebinde	Das Abfallgebinde ist eine isoliert handhabbare Einheit mit radioaktiven Abfällen. Es setzt sich aus einem oder mehreren Abfallprodukten und der Verpackung zusammen.
Abgabe	Kontrollierte Freisetzung von radioaktiven Stoffen an die Umwelt, hauptsächlich als Gase und Aerosole über den Abluftpfad und als Flüssigkeiten über den Abwasserpfad. Das Einbringen radioaktiver Abfälle in ein geologisches Tiefenlager gilt nicht als Abgabe an die Umwelt im Sinne von Art. 79 StSV.
Abweichung	Eine Abweichung ist eine Nichtübereinstimmung, die nicht einem Vorkommnis zuzuordnen ist.
Accidents (ACC)	Auslegungsstörfälle gemäss der ursprünglichen Auslegung des KKM.
Aktivierung	Vorgang bei dem ein Material durch Beschuss mit Neutronen, Protonen oder anderen Teilchen radioaktiv wird.
Aktivität	Anzahl der Zerfälle pro Zeiteinheit. Die Einheit der Aktivität ist das Becquerel (Bq): $1 \text{ Bq} = 1 \text{ s}^{-1}$.
Aktivität, spezifische	Aktivität pro Masseneinheit. Die spezifische Aktivität wird ausgedrückt in Becquerel pro Kilogramm (Bq/kg).
Änderung	Als Änderungen im Sinne von Art. 40 Abs. 1 Bst. a KEV gelten alle Massnahmen, welche die Funktion oder die Eigenschaften von Ausrüstungen, Systemen und Strukturen derart verändern, dass sie von der gültigen Auslegungsbasis abweichen.
Änderung, wesentliche	Wesentliche Abweichung von der Bau- oder Betriebsbewilligung, der Stilllegungs- oder Verschlussverfügung. Dazu ist eine Änderung der Verfügung nach dem Verfahren für deren Erlass erforderlich.
Anlagekonfiguration	Eine Anlagekonfiguration ist ein Zustand der Anlage, welcher durch die funktionalen Zustände von Komponenten und Systemen sowie die chemischen und physikalischen Eigenschaften von Medien gekennzeichnet ist.
Anlagenzustand	Ein Anlagenzustand ist ein Betriebszustand oder eine Unfallbedingung. Betriebszustände umfassen den Normalbetrieb und Betriebsstörungen. Unfallbedingungen umfassen Auslegungsstörfälle und auslegungsüberschreitende Störfälle.

Anlagestatus	Anlagestatus steht für Sicherheits- und Sicherungsstatus, welche durch je einen eigenen Sicherheits- und Sicherungsbericht charakterisiert sind, unabhängig davon, ob die Stilllegung bereits verfügt ist oder nicht. Innerhalb eines Anlagestatus können grundsätzlich beliebig viele Anlagekonfigurationen eingestellt werden.
Annahmen, konservative	Annahmen werden als konservativ bezeichnet, wenn sie dazu führen, dass die Auswirkungen für Mensch und Umwelt mit hoher Wahrscheinlichkeit überschätzt werden. Konservative Annahmen stellen oft Vereinfachungen eines Sachverhalts dar, die zum Zweck der Überbrückung von Daten- oder Verständnislücken eingesetzt werden können.
Anticipated Operational Occurrences (AOO)	Betriebsstörung gemäss der ursprünglichen Auslegung des KKM.
Arbek	Die Arbek (autarke, redundante Brennelementlagerbeckenkühlung) ist der technische Teil der BEB-Autarkie. Sie besteht aus der Sicherheitskühlfunktion (Arbek-S), den betrieblichen (Arbek-B) sowie notfalltechnischen (Arbek-N) Kühl- und Nachspeisefunktionen und der Zusatzbarriere gegen Wasserverlust (Arbek-Z) des BEB. Der technische Rückwirkungsschutz (Arbek-R) gegen unplanmässige Entfernungs- und Rückbautätigkeiten für die zuvor erwähnten Teile der Arbek komplettiert die technischen Massnahmen.
Areal	Gebiet, das vom Perimeterzaun umschlossen ist. Auch Kraftwerksareal, Werksareal, Sicherungsareal, o. ä. genannt (siehe auch überwachter Bereich).
Auslösendes Ereignis	Ereignis, welches ein Versagen eines Systems, einer Komponente o. ä. auslöst. Beispielsweise werden im Leistungsbetrieb Störungen und Schäden an Komponenten und Anlageteilen, die eine Reaktorschnellabschaltung auslösen, als "auslösende Ereignisse" bezeichnet. Auch manuelle Reaktorabschaltungen (z.B. aufgrund eines Erdbebens oder eines Brandes) zählen zu den auslösenden Ereignissen. Im Nichtleistungsbetrieb werden solche Ereignisse als "auslösend" bezeichnet, bei denen die Systemfunktionen zur Brennelementkühlung nicht im erforderlichen Umfang verfügbar sind, bzw. bei denen die Systemfunktionen zur Reaktivitätskontrolle nicht ausreichend wirksam sind.
Ausrüstungen	a. mechanische: Mechanische Komponenten wie Behälter, Pumpen, Absperrarmaturen, Wärmetauscher, Rohrleitungen, Abstützungen, Aufhängungen, Schwingungsdämpfer, Stossbremsen, Ausschlagsicherungen usw. b. elektrische: Elektrische oder elektronische Geräteeinheiten oder Baugruppen wie z.B. Elektromotoren, Schalter, Messwertumformer, Stellantriebe, Durchführungen, Wechselrichter, Ladegeräte, Batterien, Elektroschränke, -tafeln und -pulte, Installationsmaterial.
Ausserbetriebnahme, Endgültige	Die Endgültige Ausserbetriebnahme (EABN) ist die endgültige Einstellung des bestimmungsgemässen Betriebs einer Kernanlage. Mit der Endgültigen Ausserbetriebnahme wird der Eigentümer stilllegungspflichtig. Aus technischer Sicht gilt die Anlage erst nach Etablierung des Nachbetriebs als endgültig ausser Betrieb genommen.
Auszonung	Radiologische Freigabe von Bereichen.

Bauteil	Ein Bauteil ist ein Einzelteil einer Komponente. Eine Gruppe von Bauteilen, die im Zusammenspiel einen Zweck erfüllen, gilt als Komponente.
Behälter	Bauteil zur Aufnahme von Medien, z.B. ein geschlossenes Bauteil zur Aufnahme von unter Druck stehenden Fluiden oder radioaktiven Stoffen, einschliesslich der direkt angebrachten Teile bis hin zur Vorrichtung für den Anschluss an andere Bauteile: Ein Behälter kann mehrere Druckräume aufweisen.
Betriebsart	Eine Betriebsart ist eine in der Technischen Spezifikation festgelegte Kombination von thermischer Leistung bzw. Neutronenfluss, mittlerer Hauptkühlmitteltemperatur und Anzugsgrad der Reaktordeckelverschraubung, solange sich Brennelemente im Kern befinden.
Betriebsstörungen	Betriebsstörungen sind Abweichungen vom Normalbetrieb, die nicht zu einer Anforderung von Sicherheitssystemen führen.
Beyond Design Events (BDE)	Auslegungsüberschreitendes Ereignis.
Brandabschnitt	Anlagebereich, der komplett von Brandschutzbarrieren umgeben ist.
Brennelement	Im Brennelement (BE), das bei Leichtwasserreaktoren in der Regel als Matrix aus Stäben des Hüllmaterials mit eingefülltem Kernbrennstoff (angereichertes Uran) ausgeführt ist, findet der eigentliche Prozess der Energieumwandlung statt. Wegen des hohen Energieumsatzes auf kleinem Raum wird das BE vom Kühlmittel gekühlt, das gleichzeitig die Wärmeenergie zwecks Erzeugung elektrischer Energie abführt. Beim Reaktorbetrieb werden die BE zum Erreichen optimaler Ausnutzung entsprechend ihrer bisherigen Einsatzdauer (Abbrand) geeignet angeordnet bzw. umgesetzt.
Brennelement-lagerbecken	Brennelementbecken im Reaktorgebäude; mit Wasser gefülltes Becken, welches zur Aufnahme der Brennelemente bei einer Kernentladung erforderlich ist oder in welchem Brennelemente nach einem Einsatz im Reaktorkern gelagert werden. Betriebliche Lagerbecken dienen auch zur Ansammlung von Reaktorabfällen im Sinne von Art. 54 Abs. 1 KEV.
Core Damage Frequency (CDF)	Siehe Kernschadenshäufigkeit.
Dekontamination	Beseitigung oder Verminderung von radioaktiven Verunreinigungen, d.h. von Oberflächen- oder Volumenkontamination, durch den Einsatz technischer Verfahren.
Deterministische Sicherheitsanalyse (DSA)	Anhand der deterministischen Sicherheitsanalyse (auch deterministische Störfallanalyse genannt) ist nachzuweisen, dass ein abdeckendes Spektrum von Störfällen durch die getroffenen Schutzmassnahmen wirksam beherrscht wird und damit die grundlegenden Schutzziele eingehalten werden. Die deterministische Sicherheitsanalyse besteht aus einer technischen und einer radiologischen Analyse.
Diversität	Anwendung physikalisch oder technisch verschiedenartiger Prinzipien.
Dosis	Mass für die Beurteilung des gesundheitlichen Risikos durch ionisierende Strahlung. Die Einheit der Dosis ist das Sievert (Sv).

Dosisleistung	Dosis je Zeiteinheit. Sofern nicht explizit anders vermerkt, ist die Umgebungs-Äquivalentdosisleistung $\dot{H}^*(10)$ gemeint; betreffend Richtungs-Äquivalentdosisleistung $\dot{H}'(0,07)$.
Einrichtungen	Maschinen-, verfahrens-, elektro- und leittechnische sowie sonstige technische Teile. Hierzu gehören auch Überwachungs- und Versorgungseinrichtungen, Kabel, Kabeltrassen, Halterungen, Anker- und Dübelplatten, Rohr- und Kabeldurchführungen, fest installierte Montage- und Bedienhilfen sowie weitere Teile. Bauliche Einrichtungen umfassen innere Gebäudestrukturen. Nach Entfernung der Einrichtungen ist ein Gebäude vollständig entkernt und nicht mehr nutzbar.
Einzelfehler	Das zufällige Versagen einer Komponente, das zum Verlust ihrer Fähigkeit führt, die vorgesehene Sicherheitsfunktion zu erfüllen: Folgefehler aus diesem zufälligen Versagen werden als Teil des Einzelfehlers betrachtet.
Entsorgung	Entsorgung ist der Oberbegriff für alle Verfahren und Tätigkeiten, die der Beseitigung oder Verwertung von Abfällen dienen. Im Zusammenhang mit radioaktiven Abfällen versteht man unter Entsorgung die Konditionierung, Zwischenlagerung und Lagerung der radioaktiven Abfälle in einem geologischen Tiefenlager sowie damit verbundene Transporte.
Ereignis	Fehlerhafter Ablauf im Betrieb einer Anlage oder bei Transporten, der die Sicherheit beeinträchtigen kann.
Ersatz	Beim Ersatz handelt es sich um eine Massnahme der Instandsetzung. Als Ersatz gilt das Austauschen einzelner Betrachtungseinheiten durch gleichartige resp. kompatible Betrachtungseinheiten (Ersatzteil) zur Wiederherstellung des Abnutzungsvorrates.
Fehler	Als Fehler gelten Abweichungen von einem Soll-Zustand oder von einem Soll-Ablauf.
Freigabe	Von der zuständigen Aufsichtsbehörde auf Antrag und nach Prüfung eingereichter Unterlagen formell erteiltes Einverständnis mit einer freigabepflichtigen Änderung bzw. Arbeit.
Fuel Damage Frequency (FDF)	Die Brennstoffschadenshäufigkeit ist die jährlich bei Nichtleistungsbetrieb erwartete Anzahl von Ereignissen, die zu einer Aufheizung oder anderweitigen (mechanischen) Beschädigung des Brennstoffs und zu einer signifikanten Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Kernbrennstoff führen. Dabei ist es unerheblich, an welchem Ort (RDB, Lagerbecken usw.) sich der Brennstoff befindet.
Gefahr	Jedes bewusst definierte oder ungewisse Ereignis, welches im Falle eines Eintritts negativen Einfluss auf die Ergebnisse der definierten Ziele hat.
Gefährdungsannahme	Die Gefährdungsannahmen beruhen insbesondere auf dem weltweiten Terrorismus und gewalttätigen Extremismus, der spezifischen Bedrohungslage in der Schweiz, dem Gefährdungspotential der zu schützenden Objekte, dem Stand der Angriffstechnik und dem möglichen Täterverhalten.
Grenzwert	Generelle Bezeichnung für Werte, bei deren Überschreitung Massnahmen zwingend vorgeschrieben sind: Im Bereich der Strahlenschutzgesetzgebung ist ein Grenzwert ein gesetzlich festgelegter Wert einer physikalischen Grösse, welcher nicht über- bzw. unterschritten werden darf.

Grosskomponenten	Sammelbegriff für ausgebaute Komponenten, für welche zumindest auf dem Kraftwerksareal die Anwendung gängiger Behandlungsverfahren aufgrund ihrer Abmessungen bzw. Beschaffenheit nicht zweckmässig bzw. nicht ohne Weiteres möglich ist. Grosskomponenten werden mitunter auch als grosse Einzelkomponenten bezeichnet.
Ingestion	Aufnahme von Stoffen in den Körper über den Verdauungstrakt.
Inhalation	Aufnahme von Stoffen durch Einatmen.
Instandhaltung	Die Instandhaltung umfasst alle Massnahmen zur Bewahrung und Wiederherstellung des Sollzustandes sowie zur Feststellung und Beurteilung des Istzustandes von Ausrüstungen und Systemen.
Kernanlage	Einrichtung zur Nutzung von Kernenergie, zur Gewinnung, Herstellung, Verwendung, Bearbeitung oder Lagerung von Kernmaterialien sowie zur Entsorgung von radioaktiven Abfällen im Sinne von Art. 2 Ab. 1 Bst. c.
Kernbrennstoff	Kernmaterialien, aus denen mittels Kernspaltungsprozessen Energie gewonnen werden kann. Darunter fällt insbesondere das sich in Brennelementen oder auch in Defektstäben befindliche spaltbare Material.
Kerneinbauten	Kerneinbauten sind Einbauten im Reaktordruckgefäss, die bspw. der Unterstützung, Führung und Halterung der Elemente des Reaktorkerns (Brennelemente, Steuerstäbe usw.) bzw. der Führung des Primärmediums dienen.
Kernenergie	Jede Art von Energie, die bei der Spaltung oder Verschmelzung von Atomkernen frei wird.
Kernkühlung	Abfuhr der Wärmeenergie des Reaktorkerns durch die Kühlsysteme, so dass die Auslegungstemperatur aller Kernbestandteile nicht überschritten wird.
Kernmaterialien	Stoffe, die zur Energiegewinnung mittels Kernspaltungsprozessen benutzt werden können.
Kernschadenshäufigkeit	Die Kernschadenshäufigkeit ist die jährlich bei Leistungsbetrieb erwartete Anzahl von Ereignissen, die zu einer Kernabdeckung und -aufheizung und zu einer signifikanten Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Kern führen.
Komponente	Eine Komponente ist ein in sich abgeschlossener Teil eines Systems, welcher eine bestimmte Funktion erfüllt. Beispiele sind: Behälter, Pumpen, Absperrarmaturen, Wärmetauscher, Rohrleitungen, Abstützungen, Aufhängungen, Schwingungsdämpfer.
Kontamination, radioaktive	Oberflächenverunreinigung eines Materials durch radioaktive Stoffe.

Kontrollierte Zone	Kontrollierte Zonen sind: - Arbeitsbereiche für den Umgang mit offenen radioaktiven Strahlenquellen nach Art. 69 - Bereiche, in welchen die Konzentration der Luft über 1/20 der Richtwerte nach Anhang 3 Spalte 11 liegen kann - Bereiche, in welchen die Oberflächenkontamination über den Richtwerten nach Anhang 3 Spalte 12 liegen kann - Bereiche, in denen Personen durch externe Strahlenexpositionen eine effektive Dosis von mehr als 1 mSv pro Jahr akkumulieren können - Bereiche, in denen Anlagen ohne Vollschutzeinrichtung betrieben werden - Bereiche, die von der Aufsichtsbehörde als solche bezeichnet werden.
Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge	Sicherheitskonzept, das auf mehreren Ebenen aufeinander folgende und voneinander unabhängige Schutzmassnahmen umfasst, die bei Abweichungen vom Normalbetrieb unzulässige radiologische Auswirkungen in der Umgebung sowie Freisetzungen in gefährdendem Umfang verhindern bzw. lindern.
Large Release Frequency (LRF)	Die LRF ist die jährlich erwartete Anzahl von Ereignissen, die zu einer Cäsium-137-Freisetzung von mehr als $2 \cdot 10^{14}$ Bq in die Umgebung führen.
Large Early Release Frequency (LERF)	Die LERF ist die jährlich erwartete Anzahl von Ereignissen, die innerhalb von 10 Stunden nach Kernschaden zu einer Iod-131-Freisetzung von mehr als $2 \cdot 10^{15}$ Bq in die Umgebung führen.
Leistungsbetrieb	Betrieb einer Anlage zum Zweck der Stromproduktion.
Limite	Ein Sammelbegriff für Werte, deren Über- bzw. Unterschreitung eine interne oder externe Meldepflicht nach sich zieht. Beispiele sind die Jahres- und die Kurzzeitabgabelimite oder auch interne Dosislimite.
Nachbetrieb	Der Nachbetrieb beginnt mit der Endgültigen Ausserbetriebnahme und endet mit der Rechtskraft der Stilllegungsverfügung.
Nachbetrieb, Technischer	Innerhalb des Technischen Nachbetriebs wird zwischen der Etablierung und der Aufrechterhaltung des Technischen Nachbetriebs unterschieden. Nach der Endgültigen Einstellung des Leistungsbetriebs erfolgt die Etablierung des Technischen Nachbetriebs unter der Betriebsbewilligung, zur Überführung der Anlage in einen langfristig sicheren Zustand. Nach der Etablierung des Technischen Nachbetriebs gilt die Anlage als endgültig ausser Betrieb genommen. Die anschliessende Aufrechterhaltung des Technischen Nachbetriebs beinhaltet insbesondere die Gewährleistung der Kühlung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken und geht mit Kernbrennstofffreiheit in den Rückbaubetrieb über. Nachbetrieb aus finanztechnischer Sicht umfasst die Etablierung und die Aufrechterhaltung des Technischen Nachbetriebs.
Nichtleistungsbe- trieb	Umfasst alle Betriebszustände ausser dem Leistungsbetrieb.
Normalbetrieb	Anlagenzustand innerhalb der hierfür spezifizierten Betriebsgrenzen und gemäss geltender Vorschriften.

Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA), Stufe 1 und 2	Die PSA Stufe 1 ist eine probabilistische Untersuchung zur Identifizierung und Quantifizierung von Unfallsequenzen, welche zu Kernschaden (bzw. Brennstoffschaden) führen. Die PSA Stufe 2 ist die probabilistische Untersuchung der Vorgänge nach Kernschaden bzw. Brennstoffschaden und die Quantifizierung der Häufigkeit und Menge von radioaktiven Freisetzungen.
Prüfung	Prüfung umfasst alle Massnahmen zur Feststellung und Beurteilung des Ist-Zustandes sowie der Bestimmung der Ursachen der Abnutzung und dem Festlegen der notwendigen Konsequenzen für eine künftige Nutzung der Komponenten.
Richtwert	Generelle Bezeichnung für einen Wert, der von einem Grenzwert abgeleitet wird, dessen Überschreiten gewisse Massnahmen bewirkt bzw. dessen Einhaltung auch die Einhaltung des zugehörigen Grenzwertes sicherstellt. Eine Überschreitung hat keine rechtlichen Konsequenzen.
Risiko	Jedes spezifisch definierte oder ungewisse Ereignis, welches im Falle seines Auftretens negativen Einfluss (Gefahr) oder positiven Einfluss (Chance) auf die Ergebnisse der definierten Ziele hat.
Rückbau	Rückbau umfasst Demontage, Zerlegung, Dekontamination und Abbruch. Der Rückbau beginnt mit der Rechtskraft der Stilllegungsverfügung und endet, wenn das Stilllegungsziel erreicht ist.
Rückbaubetrieb	Der Rückbaubetrieb beginnt mit dem Erreichen der Kernbrennstofffreiheit und der Rechtskraft der Stilllegungsverfügung. Der Rückbaubetrieb endet mit der Feststellung, dass die Anlage keine radiologische Gefahrenquelle mehr darstellt.
Schützen	Menschen, Tiere, Objekte, Sachwerte und Umwelt vor Schädigungen bewahren.
Schutzziele, grundlegende	Die grundlegenden Schutzziele zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit sind 1. die Kontrolle der Reaktivität, 2. die Kühlung der Kernmaterialien und der radioaktiven Abfälle, 3. der Einschluss der radioaktiven Stoffe, 4. die Begrenzung der Strahlenexposition.
Shutdown Large Early Release Frequency (SLERF)	Häufigkeit einer grossen frühen Freisetzung (SLERF, Shutdown Large Early Release Frequency und LERF, Large Early Release Frequency).
Sicherheit	Idealzustand bei Abwesenheit jeglicher Risiken. Dieser kann in komplexen Systemen nie erreicht werden. Jedoch können Risiken und deren Auswirkungen minimiert werden, um dem Idealzustand stets näher zu kommen.
Sicherheitsanalyse	Systematische quantitative Untersuchung mit dem Ziel, die Erfüllung der vorgegebenen Sicherheitsanforderungen aufzuzeigen.
Sicherheitsebene	Ebenen im Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge.
Sicherheitseinrichtungen	Unter Sicherheitseinrichtungen werden Strukturen, Systeme und Komponenten (SSK) verstanden, die gemäss der Richtlinie ENSI-G01 der Bauwerksklasse BK I sowie den Sicherheitsklassen SK 1 bis 3 und 1E zugeordnet sind.

Sicherheitssystem	Das Sicherheitssystem ist die Gesamtheit aller Einrichtungen einer Kernanlage, die der Störfallbeherrschung dienen.
Sicherung	Abwehr von Gefahren für die Kernanlage aus regelwidrigem oder kriminellem menschlichen (vorsätzlichen) Verhalten.
Sondertransport	Transport, für den aufgrund gesetzlicher Vorschriften vor Beginn des Transports eine individuelle Genehmigung erforderlich ist. Dies betrifft insbesondere die Kriterien Gewicht, Ausmasse oder Aktivität des Transportguts.
Stilllegung	Gesamtheit der Massnahmen zum Rückbau der Kernanlage, beginnend mit den dazu notwendigen vorbereitenden Massnahmen und jener zum Erwirken der Stilllegungsverfügung einschliesslich des Vorlegens des Stilllegungsprojekts. Die Stilllegung ist abgeschlossen, wenn die Anlage keine radiologische Gefahrenquelle mehr darstellt.
Stilllegungsarbeiten	Die Stilllegungsarbeiten umfassen alle Tätigkeiten, die für das Erreichen des Stilllegungsziels erforderlich sind.
Stilllegungsphase	Zeitspanne nach Inkrafttreten der Rechtswirksamkeit der Stilllegungsverfügung, während der ein bestimmter Anlagestatus herrscht. Die Stilllegungsphasen sind im Stilllegungsprojekt darzulegen. Sie werden in der Stilllegungsverfügung festgelegt.
Stilllegungsprojekt	Das Stilllegungsprojekt legt für die Stilllegung die Phasen und den Zeitplan, die einzelnen Schritte von Demontage und Abbruch, die Schutzmassnahmen, den Personalbedarf und die Organisation, die Entsorgung der radioaktiven Abfälle, die Gesamtkosten sowie die Sicherstellung der Finanzierung durch die Betreiberin dar (Art. 27 Abs. 2 KEG). Es ist der zuständigen Aufsichtsbehörde innert einer von dieser gesetzten Frist vorzulegen (Art. 27 Abs. 1 KEG).
Stilllegungsverfügung	Anordnung der Stilllegungsarbeiten gemäss Art. 28 KEG durch das zuständige Departement einschliesslich der Festlegung, welche Arbeiten einer Freigabe durch die Aufsichtsbehörden bedürfen.
Stoffe und Gegenstände	Materialien, bei denen im Gegensatz zu Abfällen von einer Weiterverwendung, Wiederverwertung resp. Rezyklierung auszugehen ist. Dazu zählen auch nicht-wässrige Flüssigkeiten wie z. B. Öle.
Stoffe, radioaktiv	Stoffe, die Radionuklide enthalten, deren Aktivität die im Anhang StSV festgesetzten Freigrenzen übersteigt.
Störfall	Jeder vom Normalbetrieb abweichende Anlagenzustand, der ein Eingreifen eines Sicherheitssystems erfordert. / Ereignis, bei welchem eine Anlage vom Normalbetrieb abweicht und a.) die Sicherheit einer Anlage oder eines Gegenstandes beeinträchtigt wird (technischer Störfall); oder b.) das zu einer Überschreitung eines Immissionsgrenzwerts oder des Dosisgrenzwerts für nichtberuflich strahlenexponierte Personen führen kann (radiologischer Störfall); oder c.) bei dem jemand einer Dosis von mehr als 50 mSv ausgesetzt wird (Strahlenunfall).
Störfall, auslegungsüberschreitender	Störfall, welcher in Bezug auf das auslösende Ereignis oder die Art und Anzahl zusätzlicher Fehler den Rahmen der Auslegung durchbricht: Dabei können radioaktive Stoffe in gefährdendem Umfang freigesetzt werden.

Störfallanalyse	Untersuchung des Verhaltens der Kernanlage bei Störfällen mit Hilfe analytischer Methoden: Die Störfallanalyse umfasst eine deterministische und eine probabilistische Untersuchung von Störfallabläufen. Anhand der deterministischen Störfallanalyse ist nachzuweisen, dass ein abdeckendes Spektrum von Störfällen durch die getroffenen Schutzmassnahmen wirksam beherrscht wird und damit die grundlegenden Schutzziele eingehalten werden. Ergänzend hierzu ist anhand der probabilistischen Sicherheitsanalyse nachzuweisen, dass die gegen Störfälle getroffenen Schutzmassnahmen ausreichend zuverlässig und ausgewogen sind.
Störfallkategorie (SFK)	Kategorisierung von Auslegungsstörfällen gemäss Art. 1 der Gefährdungsanahmenverordnung des UVEK [1].
System	Kombination von mechanischen oder elektrischen Ausrüstungen, die zur Erfüllung einer bestimmten Funktion erforderlich sind.
Total Risk of Activity Release (TRAR)	Kenngrosse zur Beschreibung des Risikos der jährlichen Gesamtfreisetzung radioaktiver Stoffe aufgrund schwerer Unfälle in der Einheit [Bq/a].
Transportbehälter	Überbegriff für Behälter zum Transport von radioaktiven Stoffen, wie Abfallgebinden oder Brennelementen. Zu unterscheiden sind hierbei: a. Behälter, die für den externen Transport zugelassen sind (Strassentransporte usw.) b. Behälter, die lediglich für interne Transporte vorgesehen sind
Überwachung	Eine über längere Zeit kontinuierliche oder periodisch wiederholte Beobachtung einer Eigenschaft oder Messung einer Kenngrosse oder die Summe aller solcher Beobachtungen und Messungen.
Verpackung (als Bestandteil von Abfallgebinden)	Als Verpackung gelten alle weiteren Bestandteile des Abfallgebundes, soweit sie nicht zum Abfallprodukt gehören. Das Abfallgebäude kann schalenförmig aus mehreren Behältern aufgebaut sein. Ein Behälter kann wiederum mehrere kleinere Behälter umschliessen.
Zwischenlager	Anlagen, Einrichtungen oder Räumlichkeiten, welche der Zwischenlagerung dienen.

