



BKW FMB Energie AG
Kernkraftwerk Mühleberg
CH-3203 Mühleberg

Telefon 031 754 71 11
Telefax 031 754 71 20

www.bkw-fmb.ch

EU Stress Test Kernkraftwerk Mühleberg

Oktober 2011

AN-BM-2011/121

Inhaltsverzeichnis

1.	Einleitung	5
2.	Angewandte Methoden	6
3.	Beschreibung der Anlage	8
3.1	Kurzbeschreibung des Standortes	8
3.2	Hauptmerkmale der Anlage	8
3.3	Beschreibung der Sicherheitssysteme	9
3.3.1	Reaktivitätskontrolle	9
3.3.2	Nachzerfallswärmeabfuhr aus dem Reaktor	16
3.3.3	Nachzerfallswärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken	24
3.3.4	Nachzerfallswärmeabfuhr aus dem Containment.....	24
3.3.5	Wechselstromversorgung	33
3.3.6	Batterien für die Gleichstromversorgung	45
3.4	Signifikante Unterschiede zwischen Blöcken	48
3.5	Umfang und Hauptergebnisse der anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA)	48
3.6	Qualitätsmanagement im KKM	50
4.	Seismische Gefährdung	53
4.1	Auslegungsbasis	53
4.1.1	Auslegungserdbeben (DBE)	53
4.1.2	Massnahmen zum Schutz der Anlage gegen DBE	55
4.1.3	Konformität der Anlage mit ihrer gültigen Genehmigungsgrundlage.....	58
4.2	Bewertung der Sicherheitsmarge	58
4.2.1	Erdbeben mit unvermeidbarem Ausfall der Sicherheitsfunktionen.....	58
4.2.2	Erdbeben ohne Einfluss auf die Containmentintegrität	63
4.2.3	Auslegungsüberschreitende Überflutungen (DBF) durch auslegungsüberschreitende Erdbeben (DBE)	64
5.	Bewertung der Hochwassergefährdung	66
5.1	Auslegungsbasis	66
5.1.1	Auslegung gegen Überflutung und Hochwasser	66
5.1.2	Schutzmassnahmen	67
5.1.3	Konformität mit der Genehmigungsbasis	72
5.2	Bewertung der Sicherheitsmarge	74
5.2.1	Überschwemmung ohne schweren Brennstoffschäden	74
6.	Extreme Wetterbedingungen	79
6.1	Auslegungsgrundlagen	79
6.1.1	Neubewertung der Wetterbedingungen für die Auslegung	79
6.2	Bewertung der Margen	84
6.2.1	Bewertung der Margen bei extremen Wetterbedingungen.....	84
6.2.2	Potentieller Bedarf zur Verbesserung der Widerstandsfähigkeit gegen extreme Wetterbedingungen.....	86
7.	Stromausfall	88
7.1	Netzausfall (LOOP und T-LOOP)	88

7.1.1	Ursache für den Ausfall der Eigenbedarfsversorgung	89
7.1.2	Ereignisablauf und Systemanforderungen	89
7.1.3	Erforderliche Operateurhandlungen	89
7.1.4	Auswirkungen eines Einzelfehlers	89
7.1.5	Kern- und Systemverhalten	89
7.1.6	Verfügbarkeit der am Standort vorhandenen Notstromquellen	90
7.1.7	Cliff-Edge-Effekte.....	91
7.1.8	Vorgesehene Massnahmen zur Erhöhung der Anlagensicherheit und zur Verhinderung von Cliff-Edge-Effekten	91
7.2	Netzausfall und Eigenbedarfs-Ausfall (SBO und Total-SBO)	92
7.2.1	Verlust der Notstromversorgung der Stränge I und II (Notstandfall), SBO.....	92
7.2.2	Verlust der Notstromversorgung der Stränge I, II, III und IV, Total-SBO	93
7.3	Brennelementbecken	96
7.3.1	Fall 1: Eingesetzte Dammplatte (Leistungsbetrieb, Warm- oder Kaltabgestellt):.....	96
7.3.2	Fall 2: Dammplatte entfernt (Brennelementwechsel)	97
8.	Verlust der endgültigen Wärmesenke	100
8.1	Verlust der primären endgültigen Wärmesenke	100
8.1.1	Beschreibung der Haupt-, Neben und SUSAN-Kühlwasserversorgung.....	101
8.1.2	Beschreibung der SUSAN-Wasserversorgung.....	101
8.1.3	Cliff-Edge-Effekte.....	103
8.1.4	Vorgesehene Massnahmen zur Erhöhung der Anlagensicherheit und zur Verhinderung von Cliff-Edge-Effekten	103
8.2	Verlust der primären endgültigen Wärmesenke und der alternativen endgültigen Wärmesenke	103
8.2.1	Handlungen zwecks Vorbeugung der Brennstoff-Degradation	104
8.2.2	Verfügbarkeit von kompetenten Fachkräfte.....	105
8.2.3	Cliff-Edge-Effekte.....	105
8.2.4	Vorgesehene Massnahmen zur Erhöhung der Anlagensicherheit und zur Verhinderung von Cliff-Edge-Effekten	105
8.3	Verlust der primären endgültigen Wärmesenke mit SBO/Total-SBO.....	105
8.4	Brennelementbecken	106
9.	Notfallmanagement.....	107
9.1	Allgemeine und übergeordnete Aspekte.....	107
9.1.1	Notfallorganisation	108
9.1.2	Notfälle (Definition)	109
9.1.3	Organisatorische Massnahmen beim Notfall.....	109
9.1.4	Dokumente für den Notfall	110
9.1.5	Zugriff auf vorhandene interne Ausrüstungen	111
9.1.6	Externe Unterstützung	112
9.1.7	Management der radioaktiven Abgaben und deren Minimierung.....	113
9.1.8	Dosisüberwachung	114
9.1.9	Kommunikation und Informationssysteme.....	115
9.1.10	Massnahmen für die spätere Notfallphase	117
9.1.11	Benutzbarkeit der Kommando- und Notfallräume	118
9.2	Accident Management beim Verlust der Kernkühlung	118
9.2.1	Ohne Brennelementschäden	118
9.2.2	Mit Brennelementschäden	119
9.2.3	Versagen Reaktordruckbehälter (RDB)	119
9.2.4	Übergang zu SAMG.....	120
9.2.5	Cliff Edge	120
9.2.6	Beurteilung der Massnahmen.....	121
9.3	Accident Management Massnahmen zum Schutz des Primärcontainments	123

9.3.1	Vorkehrungen gegen Wasserstoffdeflagration bzw. -explosion	123
9.3.2	Schutz vor Containment-Überdruck.....	124
9.3.3	Containment sprühen	124
9.3.4	Rekritikalität	125
9.3.5	Durchschmelzen des Fundaments	125
9.3.6	AC/ DC-Versorgung, Druckluft.....	126
9.3.7	Cliff Edge	126
9.3.8	Bewertung der existierenden Massnahmen	127
9.4	Accident Management zur Linderung der Konsequenzen beim Versagen des Primärcontainments	128
9.4.1	Accident Management	128
9.4.2	Cliff Edge	128
9.4.3	Bewertung der Angemessenheit der Management Massnahmen	128
9.5	Verlust der Brennelementbecken-Kühlung.....	130
9.5.1	Accident Management	130
9.5.2	Leckage im BEB-Kreislauf	130
9.5.3	Leckage des Brennelementbeckens.....	131
9.5.4	Ausfall des BEB-Kühlkreislaufes	132
9.5.5	SAMG	132
9.5.6	Notfallübungen.....	132
9.5.7	Cliff Edge	132
9.5.8	Benutzbarkeit der notwendigen Räume	132
9.5.9	Wasserstoff ausserhalb des Primärcontainments	132
10.	Tabellenverzeichnis.....	134
11.	Abbildungsverzeichnis	135
12.	Abkürzungsverzeichnis	136

1. Einleitung

Vor dem Hintergrund des schweren Unfalls in der Kernanlage Fukushima-Daichi in Japan hat die European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) eine umfassende und transparente Sicherheitsbewertung entwickelt. Die Aufsichtsbehörden über die Kernkraftwerke der EU-Länder wurden eingeladen, die beaufsichtigten Kernanlagen zur Durchführung dieses sogenannten EU-Stresstests zu verpflichten. Die Schweizer Aufsichtsbehörde, das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) hat sich diesem Prozess angeschlossen und die BKW FMB Energie AG (BKW), die Betreiberin des Kernkraftwerks Mühleberg (KKM), dazu aufgefordert, den EU-Stresstest gemäss seinen Vorgaben durchzuführen [1]. Die Anforderungen des ENSI entsprechen weitgehend denjenigen der ENSREG, wurden aber durch das ENSI weiter konkretisiert.

Die ENSREG hat das Ziel und den Fokus des EU-Stresstests wie folgt definiert: « *The stress test is a targeted reassessment of the safety margins of nuclear power plants in the light of the events which occurred at Fukushima: extreme natural events challenging the plant safety functions and leading to a severe accident.* »

Zur Durchführung dieser Sicherheitsbewertung stützt sich das KKM weitgehend auf die im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2010 (PSÜ 2010) durchgeführten Analysen und deren Dokumentation sowie untergeordnete Dokumente und Berichte. Die PSÜ 2010 enthält eine umfassende Selbstbewertung des aktuellen Sicherheitsstatus der Anlage und eine kritische Bewertung der Betriebserfahrung der vergangenen zehn Jahre. Die PSÜ umfasst weiterhin eine aktualisierte deterministische Sicherheitsstatusanalyse (DSSA) und eine probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA). Darüber hinaus wurde ein Bericht über die Bewertung des Langfristbetriebes des KKM erstellt.

Unabhängig von der ENSREG hat das ENSI bereits sehr rasch nach dem Unfall in Fukushima die Schweizer Betreiber von Kernkraftwerken dazu aufgefordert, einerseits die Auslegung bezüglich Hochwasser und Erdbeben kritisch zu hinterfragen und andererseits die Umsetzung erster Sofortmassnahmen verfügt. Desweiteren wurden die Betreiber aufgefordert, Konzepte für die weitere Verbesserung der Sicherheit der Kernkraftwerke vorzuschlagen. Auch diese Arbeiten dienen als Grundlage für den EU-Stresstest.

Das ENSI hat den 30. Juni 2011 als Stichtag für den Stresstest festgelegt. Damit ist der Anlagezustand zu diesem Zeitpunkt massgebend.

Referenzen zu Kapitel 1

- [1] Brief ENSI, SGE/VOB-11/11/003, "Verfügung: Neubewertung der Sicherheitsmargen des Kernkraftwerks Mühleberg im Rahmen der EU-Stresstests", 1. Juni 2011

2. Angewandte Methoden

Dem vorliegenden Bericht liegt eine Sicherheitsbeurteilung zugrunde, die sich methodisch an der International Atomic Energy Agency (IAEA) – Safety Guide „Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants“ [1] orientiert und die denkbaren Gefährdungen für das KKM bzw. deren möglichen Konsequenzen für das KKM bewertet im Hinblick auf die Ereignisse in den Kernanlagen Fukushima-Daiichi ab dem 11. März 2011.

Die wesentlichen Beurteilungselemente sind:

- a. Die deterministische Auslegung der Anlage, einschliesslich deterministischer Analysen der Sicherheitsmargen
- b. Erkenntnisse aus der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA)
- c. Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung
- d. Notfallorganisation und Erkenntnisse aus Überprüfungen der Notfallbereitschaft

Bei der Charakterisierung der Standortgefährdung durch externe Ereignisse werden die sich im Laufe der Betriebszeit der Anlage veränderten Gefährdungsannahmen berücksichtigt. Entsprechend wird mit **H1** die ursprüngliche Auslegungsbasis bei der Bewilligung der Anlage und mit **H2** die aktuelle Auslegungsbasis, die sich ggf. aus einer Änderung der Betriebsbewilligung ergeben hat, bezeichnet. Für die Analyse der Sicherheitsmargen werden entsprechend den Vorgaben des ENSI [2] veränderte Gefährdungsannahmen getroffen, die mit **H3** bezeichnet werden.

Die im Zuge dieses Berichtes referenzierten Dokumente der BKW/des KKM werden gemäss den Anweisungen des ENSI wie folgt klassiert:

Klasse	Beschreibung
D1	Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens validiert/bewertet, d.h. das ENSI hat seine Bemerkungen zum Dokument (mindestens im Rahmen einer Grobprüfung) abgegeben
D2	Dem QS-Programm der Bewilligungsinhaber unterworfen worden, aber im Rahmen des Genehmigungsverfahrens noch nicht validiert/bewertet
D3	Geprüft durch Bewilligungsinhaber

Dokumente, welche nicht von der BKW bzw. vom KKM oder in deren Auftrag erstellt wurden, sind nicht klassiert worden. Die Klassierung der Dokumente ist in der jeweiligen Referenzliste enthalten. Der besseren Nachvollziehbarkeit halber sind die Referenzen am Ende jedes Hauptkapitels aufgelistet.

Im weiteren Verlauf dieses Berichtes wird folgende Definition für den sicheren, abgeschalteten Zustand („safe shutdown“) verwendet:

Der sichere, abgeschaltete Zustand ist durch die folgenden Randbedingungen bestimmt:

- der Reaktor ist mit ausreichendem Sicherheitsabstand gemäss der technischen Spezifikation unterkritisch
- die Nachzerfallswärme wird derart kontrolliert abgeführt, dass der Reaktorkern sowie der Primärkreis innerhalb seiner thermischen Auslegungslimiten bleibt
- sämtliche dazu notwendigen Systeme funktionieren innerhalb ihrer Auslegungsspezifikationen
- sämtliche zur Einhaltung der Strahlenschutzziele notwendigen Systeme funktionieren innerhalb ihrer Auslegungsspezifikationen.

Referenzen zu Kapitel 2

- [1] IAEA Safety Guide NS-G-1.2 „Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants“, Vienna 2001

- [2] Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI, Stress Test Report, Table of Content, Beilage zu ENSI-AN-7690 „EU-Stresstest: Swiss Progress Report“ vom 15.9.2011

3. Beschreibung der Anlage

3.1 Kurzbeschreibung des Standortes

Die BKW betreibt als Inhaberin der Betriebsbewilligung [1] das KKM.

Der Standort des KKM befindet sich am linken Aareufer, ungefähr 14 Kilometer westlich der Stadtmitte von Bern, auf der Runtigenaumatte im Gemeindegebiet Mühleberg, Kanton Bern.

Das Standortgelände setzt sich aus einer Reihe von BKW-eigenen Parzellen im obengenannten Gebiet zusammen, auf der sich das KKM aber auch ein Teil der 220 kV-Schaltanlage Mühleberg West befindet. Das Standortgelände umfasst eine Fläche von 223'370 m². Das Areal des Kernkraftwerks hat eine Ausdehnung von 69'193 m². Es befindet sich auf einer Höhe von 466 m ü.M. (Kraftwerksnull).

Auf dem Standortgelände befindet sich in östlicher Richtung in unmittelbarer Nähe der Anlage die Schaltanlage Mühleberg West und etwas weiter entfernt die Zentrale Netzleitstelle.

Rund 1.6 km flussaufwärts vom KKM befindet sich an einer Engstelle des Aaretals das Wasserkraftwerk Mühleberg, welches den rund 10 km langen Wohlensee aufstaut. Die Stauhöhe des Wohlensees ist zwischen 480.44 und 480.94 m ü.M. geregelt. Der Betrieb des Wasserkraftwerks berücksichtigt auch die Bedürfnisse des KKM bezüglich Kühlwasserversorgung und Notstromversorgung [3].

Ca. 0.5 km flussabwärts vom KKM mündet der Fluss Saane in die Aare.

3.2 Hauptmerkmale der Anlage

Das KKM hat am 6. November 1972 den kommerziellen Betrieb aufgenommen. Das nukleare Dampferzeugungssystem, ein Siedewasserreaktor der Baulinie BWR-4 mit 1'097 MW thermischer Leistung, und das Primärcontainment wurden von der General Electric Company (GE, USA) geliefert. Das Primärcontainment ist vom Typ Mark-1 mit einem birnenförmigen Stahldruckbehälter und einer torusförmigen Druckabbaukammer. Im Unterschied zur Standardbauweise von GE übernimmt das Reaktorgebäude beim KKM die Funktion eines Sekundärcontainments, welches eine weitere Barriere gegen den Austritt von radioaktiven Stoffen darstellt. Dies wird über Unterdruckhaltung durch ein gefiltertes Abluftsystem gewährleistet. Darüber hinaus verfügt das KKM über eine weitere Druckabbaukammer, den sogenannten äusseren Torus, welcher einen allfälligen Druckaufbau im Sekundärcontainment abzubauen vermag.

Der Kernreaktor arbeitet bei einem Nominaldruck von 72.3 bar und umfasst 240 Brennelemente. Das KKM verwendet ausschliesslich Uranoxid als Brennstoff. Die Reaktorleistung wird über 57 kreuzförmige Steuerstäbe sowie stufenlos über die Kernumwälzmenge geregelt. Der Reaktor wurde am 8. März 1971 zum ersten Mal kritisch.

Die Sekundäranlagen inklusive der beiden Turbinen-Generatorsets wurden von Brown Boveri Company (BBC, heute Asea Brown Boveri ABB) hergestellt. Als Hauptwärmesenke dient die Flusswasserkühlung aus der Aare.

Innerhalb des Sekundärcontainments befindet sich das Nasslagerbecken für abgebrannte Brennelemente. Eine sogenannte Damplatte trennt dieses Becken von der Reaktorgrube: Während des Brennelementwechsels bzw. der Jahresrevision wird, nachdem der Reaktordruckbehälter-Deckel abgenommen ist, die Reaktorgrube geflutet und die Damplatte entfernt. Das Brennelementbecken ist so ausgelegt, dass darin Brennelementinspektionen und -reparaturen durchgeführt werden können. Des Weiteren sind darin noch Lagermöglichkeiten für Brennelementkästen, Steuerstäbe und andere bestrahlte Reaktorkomponenten, sowie ein Abstellplatz für einen Brennelementtransportbehälter vorhanden. Neue, nichtbestrahlte Brennelemente werden in Gestellen des separaten Trockenlagers gelagert.

1989 nahm das KKM das Spezielle, Unabhängige System zur Abfuhr der Nachzerfallwärme (SUSAN) in Betrieb. Es umfasst eine zusätzliche, unabhängige Wärmesenke und ist in der Lage, den Reaktor automatisch und komplett autark abzuschalten und in den kalt abgestellten Zustand zu überführen und diesen über 100 Tage zu halten.

Tabelle 1: Übersicht Hauptmerkmale des KKM

Hauptmerkmale der Anlage	Wert
Standort (Meer, See, Fluss)	Fluss
Anzahl Blöcke	1
Bewilligungsinhaber	BKW FMB Energie AG, Bern, Schweiz
Reaktortyp	Siedewasserreaktor von General Electric BWR-4 mit Mark 1-Containment
Thermische Leistung	1'097 MW _{th}
Betriebsdruck	72.3 bar abs
Elektrische Nettoleistung	373 MW _{el}
Erste Kritikalität	8. März 1971
Kommerzielle Inbetriebnahme	6. November 1972
Brennelementlager	Abklingbecken mit aktiver Kühlung innerhalb des Sekundärcontainments

Das KKM kennt die folgenden Betriebsarten des Reaktors:

Betriebsart	Anlagenzustand	Reaktorwasser-Temperatur	Dammplatte	RDB-Deckel
1	Leistungsbetrieb	> 100 °C	Eingesetzt	geschlossen
2	Anfahren	> 100 °C	Eingesetzt	geschlossen
3	Heiss abgestellt	> 100 °C	Eingesetzt	geschlossen
4	Kalt abgestellt	< 100 °C	Eingesetzt	entfernt
5	BE-Wechsel	< 100 °C	Entfernt	entfernt

Die Stellung des sog. Betriebsartenschalters (im Hauptkommandoraum) muss jeweils der Betriebsart entsprechen; Sicherheitsanforderungen sind unterschiedlich, und von der Reaktorbetriebsart abhängig.

3.3 Beschreibung der Sicherheitssysteme

In den folgenden Unterkapiteln werden die im KKM vorhandenen Sicherheitssysteme zur Reaktivitätskontrolle (Kapitel 3.3.1), zur Abfuhr der Nachwärme aus dem Reaktor (Kapitel 3.3.2), zur Abfuhr der Nachwärme aus dem Brennelementbecken (Kapitel 3.3.3), zur Abfuhr der Nachwärme aus dem (Primär-) Containment (Kapitel 3.3.4) und die externe und interne Stromversorgung des KKM (Kapitel 3.3.5) beschrieben.

Die Angaben in den entsprechenden Unterkapiteln wurden aus den Beschreibungen im Sicherheitsbericht des KKM [2] übernommen.

3.3.1 Reaktivitätskontrolle

Das Reaktorschutzsystem des KKM stellt sowohl im Normal- als auch im Störfallbetrieb die Reaktivitätskontrolle mit Hilfe der Steuerstäbe sicher. Diese können sowohl vom Reaktorschutzsystem (siehe Kapitel 3.3.1.1) als auch vom alternativen Reaktorabschalt- und Isolationssystem (siehe Kapitel 3.3.1.2) ausgelöst und eingefahren werden, sodass die Abschaltung des Reaktors und damit die Reaktivitätskontrolle auch bei einer Nichtverfügbarkeit des Reaktorschutzsystems sichergestellt ist.

Für den unwahrscheinlichen Fall, dass die Steuerstäbe nicht eingefahren werden können (Anticipated Transient Without SCRAM - ATWS) kann das Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“ auch durch die Reaktorummwälzpumpenauslösung (siehe Kapitel 3.3.1.3) oder mit dem Vergiftungssystem (Standby Liquid Control System - SLCS, siehe Kapitel 3.3.1.4) über die Einspeisung einer neutronenabsorbierenden Lösung, Natriumpentaborat, sichergestellt werden.

Für den unwahrscheinlichen Fall, dass alle im KKM zur Verfügung stehenden Systeme zur Gewährleistung der Reaktivitätskontrolle ausfallen, stehen weiterhin folgende externe und mobile Mittel zur Verfügung:

- Notfall-Einsatzmittel und Borsäure aus dem externen Notfalllager in Standortnähe
- Notfall-Einsatzmittel und Borsäure aus dem externen Notfalllager in Reitnau (gemeinsames Notfallmateriallager der Schweizer Kernkraftwerke, siehe Kapitel 9.1.6.1)

3.3.1.1 Reaktorschutzsystem

Beim Reaktorschutzsystem (Reactor protection system RPS) handelt es sich um ein Sicherheitssystem, welches den dafür erforderlichen Auslegungsanforderungen entspricht. Es stellt eines der Sicherheitssysteme dar, mit dem die Einhaltung des grundlegenden Schutzziels „Kontrolle der Reaktivität“ und „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ sichergestellt wird. Im Folgenden wird nur auf die Funktion zur Kontrolle der Reaktivität und nicht auf die Containment-Isolationsfunktion eingegangen.

Das Reaktorschutzsystem ist ein vierfach redundantes elektronisches Auslösesystem, um zu verhindern, den Reaktor unter unsicheren oder potentiell unsicheren Bedingungen zu betreiben. Es ist ausgelegt, um mit einer hohen Verfügbarkeit und zuverlässig einen SCRAM (Reaktorschnellabschaltung) auszulösen. Wenn bestimmte überwachte Systemvariablen als Folge von anormalen betrieblichen Transienten oder Störfällen über ein vordefiniertes Mass von den Werten des Normalbetriebs abweichen, sollen die Steuerstäbe schnell in den Reaktorkern eingefahren werden:

1. um die unkontrollierte Freisetzung von Radioaktivität aus den Brennelementen oder aus der druckführenden Umschliessung des Primärsystems aufgrund des Bruchs einer dieser Barrieren zu begrenzen.
2. um Brennstoffschäden und unzulässige Materialspannungen im Brennstoff zu vermeiden und um sicher zu stellen, dass die vorgegebenen, zulässigen Brennstoffauslegungsgrenzen nicht überschritten werden.
3. um den Druck im Reaktordruckbehälter (RDB) zu begrenzen und damit übermässige Spannungen und mechanische Beanspruchungen auf den Reaktordruckbehälter zu vermeiden. Damit wird sichergestellt, dass die Auslegungsbedingungen der druckführenden Umschliessung des Primärsystems nicht überschritten werden.
4. um die Anlage in den Zustand „heiss abgestellt“ überführen zu können.

Manipulationen ausserhalb des Hauptkommandoraums (MCR) oder des SUSAN-Kommandoraums (SCR) sollen nicht zur Abschaltung des Reaktors führen können.

Wenn die überwachten Systemvariablen ihre Auslösewerte überschreiten oder die Signale ausfallen oder wenn steuerungsintern ein oder mehrere Parameter spezifizierte Grenzwerte überschreiten und somit unsichere oder potentiell unsichere Bedingungen vorhanden sein können, löst das Reaktorschutzsystem sofort einen SCRAM aus. Dabei werden die SCRAM-Vorsteuerventile stromlos geschaltet und öffnen. Zusätzlich werden die Backup-SCRAM-Ventile geöffnet, dies stellt einen alternativer Auslösepfad dar, der die pneumatischen SCRAM-Ventile entlastet.

Die Auslösewerte sind so weit oberhalb oder unterhalb der Werte im Normalbetrieb gewählt, dass fehlerhaft ausgelöste SCRAMs vermieden werden. Mit Analysen wurde verifiziert, dass der Brennstoff und die Prozessbarrieren des nuklearen Systems bei einem Anlagenbetrieb innerhalb der Auslösewerte so geschützt sind, wie es die Schutzziele fordern.

Ein stromloser Auslösekanal gilt für die Logik als ausgelöst. Damit ist das Reaktorschutzsystem bezüglich Stromausfall fehlersicher (fail-safe). Aus diesem Grund wird jedes Auslösesystem von einer unabhängigen Stromversorgung gespeist, so dass ein Fehler in einer Stromversorgung keinen SCRAM auslöst.

Es ist auch eine SCRAM-Auslösung von Hand aus dem MCR möglich.

Die Messwerterfassung ist folgenden Sicherheits- und Erdbebenklassen zugeordnet (siehe Tabelle 2):

Tabelle 2: Zuordnung der Messwerterfassung in Sicherheits- und Erdbebenklassen

Signale	Sicherheitsklasse	Erdbebenklasse
Reaktor-Niveau und Druck	1E	I
Frischdampfisolationsventile	1E	I
SCRAMablassbehälter	1E	I
Neutronenfluss	1E	I
Containmentdruck	1E	I
Frischdampfleitung	1E	1
Turbinen- und Bypassysteme	-	-
Maschinenhausdruck	-	I

Das Reaktorschutzsystem wird von folgenden Stromversorgungen der Stränge I und II versorgt (siehe Tabelle 3):

Tabelle 3: Stromversorgung des Reaktorschutzsystem

RPS Spannung	Anspeisung	Abgänge
24-VDC	Leitechnik und Instrumentierung	U101 / U141
125-VDC	DC - Vorsteuermagnetventile	P.9. / P.10
115-VAC	AC - Vorsteuermagnetventile	H21 / M21
220-VAC	AC - Vorsteuermagnetventile	H21 / M21

Das Stromversorgungsnetz ist auf allen Spannungsebenen in die zwei Divisionen A und B aufgeteilt. Die Schränke der Redundanzgruppen A und C werden nur von der Division A versorgt und die Redundanzgruppen B und D werden nur von der Division B versorgt. Redundante 24-V-DC-Quellen versorgen die Elektronikschränke des Reaktorschutzsystems.

Das Reaktorschutzsystem in EDM (Erweitertes Dynamisches Magnetkernsystem)-Technik ist in vier prinzipiell funktionsgleiche Redundanzgruppen gegliedert. Sie sind mit den Buchstaben A bis D gekennzeichnet. Je zwei Redundanzgruppen gehören derselben Division, A oder B, an und sind damit derselben Stromversorgungseinrichtung zugeordnet.

Der Einsatz von vier unabhängigen Redundanzen erlaubt es dem System, einen Fehler in irgendeiner Redundanz zu tolerieren ohne andere Messungen der gleichen Variablen von der Auslösung eines SCRAM abzuhalten. Ein einzelner Sensorfehler oder ein einzelner Fehler in einer Redundanz wird die Auslösung der entsprechenden Division zur Folge haben und Alarmer auslösen, welche die entsprechende Anregung identifiziert. Der Fehler von zwei oder mehr Sensoren oder Auslösekanälen führt entweder zur Anregung einer Division, wenn sich die Fehler auf eine Division beschränken oder zu einem SCRAM, wenn die Fehler in den Divisionen A und B auftreten. Jede beabsichtigte Überbrückung, Instandhaltungsmassnahme, Kalibrierung oder Prüfung, welche in einer Auslösung des betroffenen Systems resultiert (Halb-SCRAM) lässt mindestens zwei Auslösekanäle je überwachte Variable verfügbar, die in der Lage sind, durch Anregung des verbleibenden Auslösesystems einen SCRAM auszulösen. Jeder Zustand bei dem eine überwachte Variable bei mindestens zwei unabhängigen Messungen in jedem Auslösesystem ihren Grenzwert überschreitet, löst einen SCRAM aus. Weil nur eine Redundanz in jedem Auslösesystem angeregt sein muss, um einen SCRAM auszulösen, gibt die Anordnung von zwei Auslösekanälen pro überwacht System genügend Sicherheit, dass ein SCRAM ausgelöst wird, sobald eine überwachte Variable ihren SCRAM-Grenzwert überschreitet.

Die einwandfreie Funktion der Messkanäle wird dauernd überwacht und alarmiert, indem die Messvariablen und Auslösewerte redundanter Kanäle automatisch verglichen werden.

Die Funktionseinheiten des Reaktorschutzes sind so auf die Elektronikschränke verteilt, dass innerhalb eines Schrankes nur Einrichtungen einer einzigen Redundanzgruppe enthalten sind. Die Schränke des Reaktorschutzsystems sind in den beiden Elektronikräumen BG +08.0.10 (Raum 1) und BG +08.0.08 (Raum 2) aufgestellt. Dabei gehören die Schränke innerhalb eines Raumes jeweils zwei Redundanzgruppen mit unterschiedlicher Divisionszuordnung an.

Prozessgrößen werden in der Regel vierfach gemessen, so dass je ein Geber pro Redundanzgruppe vorhanden ist. Sind in Ausnahmefällen weniger Geber vorhanden, werden die Signale zwischen den Redundanzgruppen ausgetauscht.

Dabei werden die Signale zwischen den Redundanzgruppen rückwirkungsfrei übertragen. Von Tastern und Schaltern im MCR werden grundsätzlich vier Kontaktebenen bereitgestellt, je eine pro Redundanzgruppe, so dass an dieser Stelle keine Vermaschung der Redundanzgruppen auftreten kann.

Ein grosser Teil der Anregekanäle ist mit Messumformern zur analogen Erfassung von Prozessvariablen ausgerüstet. Dazu gehören alle Messwerte aus dem Reaktorgebäude und Maschinenhaus, mit Ausnahme einiger Ventilstellungen und der Neutronenflussmessungen. Durch die analoge Messwertverarbeitung, ist ein kontinuierlicher Signalvergleich und damit eine Selbstüberwachung möglich. Unterschiedliche Grenzwerte einer Redundanzgruppe werden vom selben Messwert abgeleitet, z.B. auch Grenzwerte für andere Systeme.

Binäre Prozessvariablen werden so erfasst und aufbereitet, dass elektrische Überwachungsfunktionen realisiert werden können, z.B. Einsteck-, Drahtbruch-, Antivalenz- und Stromversorgungsüberwachung.

3.3.1.2 Alternatives Reaktorabschalt- und Isolationssystem

Beim Alternativen Reaktorabschalt- und Isolationssystem (ARSI) handelt es sich um ein Sicherheitssystem, welches nach den dafür erforderlichen Auslegungsanforderungen ausgelegt ist. Es stellt ein zum Reaktorabschaltsystem und dem Containment-Isolationssystem redundantes Sicherheitssystem dar, mit dem die Einhaltung der grundlegenden Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“ und „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ sichergestellt wird. Im Folgenden wird nur auf die Funktion zur Kontrolle der Reaktivität und nicht auf die Containment-Isolationfunktion eingegangen.

Um diese Anforderungen erfüllen zu können, muss das System so ausgelegt sein, dass es die folgenden Kriterien erfüllt:

1. Zusammen mit anderen Sicherheitssystemen stellt es sicher, dass die Freisetzung von radioaktivem Material unterhalb der in der Strahlenschutzverordnung definierten Grenzwerte bleibt.
2. Unter dem Einfluss der im Kapitel 1 des KKM-Sicherheitsberichts [2] definierten Ereignisse soll es auch unter Berücksichtigung eines Einzelfehlers sicher funktionieren.
3. Es soll unabhängig von anderer Anlagenleittechnik funktionieren.
4. Es soll kein Handeingriff aus dem MCR möglich sein, solange die auslösenden Systemparameter der Anlage nicht wieder ihre Normalwerte angenommen haben.

Das ARSI ist ein hochverfügbares sicherheitsrelevantes 1E-System, welches vollständig von anderen Systemen separiert ist. Die Messwerterfassung ist folgenden Sicherheits- und Erdbebenklassen zugeordnet:

Tabelle 4: Klassierung der Systeme

	Sicherheitsklasse	Erdbebenklasse
Reaktor-Niveau und Druck	1E	I
SCRAMablassbehälter, Steuerluftdruck,	1E	I
Torustemperatur	1E	

Das ARSI wird von folgenden Stromversorgungen der Stränge III und IV bespeist:

Tabelle 5: Stromversorgung des ARSI

Spannung	Anspeisung	Abgänge
24-VDC	Leittechnik und Instrumentierung	1T0 / 2T0
110-VDC	DC - Vorsteuermagnetventile	1P0 / 2P0
380-VAC	Motorgetriebene Armaturen	1L0 / 2L0

Der alternative SCRAM kann durch eines der folgenden Signale ausgelöst werden:

- „Druck Hoch im RDB“
- „RDB-Kühlmittelstand Tief“
- „Wassertemperatur Hoch im Torus“
- „SCRAM durch Wasserniveau Hoch im SCRAM-Ablassbehälter“
- „SCRAM durch Druck Tief im Steuerluftverteiler“

Die Magnetventile, die in Serie zu den Backup SCRAM-Ventilen geschaltet sind, und die zusätzlichen Magnetventile im Steuerluft-Verteiler jeder Hydraulikeinheit eines Steuerstabantriebes fallen durch die Auslösesignale ab, so dass der SCRAM ausgelöst wird.

Zusätzlich zu den oben beschriebenen Auslegungsanforderungen stellt das ARSI eine Methode zur Initiierung des Steuerstab-Einfahrens zur Verfügung, welche vollständig unabhängig ist und alternative Komponenten des Reaktorschutzsystems nutzt. Dadurch kann die Wahrscheinlichkeit eines ATWS (Anticipated Transient Without SCRAM) signifikant reduziert werden.

Für jede Division gibt es eine Taste, die einen manuellen SCRAM aus dem SCR (SUSAN-Kommandoraum) ermöglicht. Eine Rücksetzschaltlogik für jeden Kanal ist im SCR und MCR vorhanden.

Die alternative SCRAM-Funktion verwendet ihre eigenen Sensoren, welche vom Reaktorschutzsystem unabhängig sind:

1. Die Instrumentierung für den RDB-Kühlmittelstand und die für das Wasserniveau im SCRAM-Ablassbehälter sind Differenzdrucktransmitter mit den ihnen zugeordneten elektronischen Grenzwerteinheiten.
2. Die Reaktordruckinstrumentierung und die Erfassung für den Steuerluftdruck bestehen aus analogen Drucktransmittern mit den ihnen zugeordneten elektronischen Grenzwerteinheiten.
3. Die Temperatur im Torus wird mit sechs Sensoren in jedem Auslöse-System gemessen. Der Mittelwert von drei Sensoren bildet den Eingang zu den Unterkanälen.

Die Auslöse-Grenzwerte für den RDB-Kühlmittelstand und für den Reaktordruck sind die gleichen wie für das Reaktorschutzsystem. Um einen SCRAM auszulösen, müssen die Auslöselogiken beider Divisionen angeregt sein. Die übergeordnete Logik des alternativen Reaktorabschaltsystems ist ebenfalls eine „1 aus 2, Zweimal-Logik“.

3.3.1.3 Reaktorumwälzpumpen Auslösung

Bei der Reaktorumwälzpumpenauslösung handelt es sich um eine Sicherheitsfunktion, die der Beherrschung eines ATWS dient. Sie stellt eine Sicherheitsfunktion dar, mit der die Einhaltung des grundlegenden Schutzziels „Kontrolle der Reaktivität“ sichergestellt wird. Die Auslösung bzw. Abschaltung der Reaktorumwälzpumpen ist eine wichtige Funktion in den Sicherheitsanalysen für den ATWS, weil damit sehr schnell negative Reaktivität bereitgestellt werden kann. Die zeitgerechte Abschaltung der Reaktorumwälzpumpen ist wichtig, um den ersten Leistungsanstieg nach einem postulierten ATWS zu begrenzen, indem zusätzlich Dampf erzeugt wird, der für die erwähnte negative Reaktivität sorgt. Damit wird Zeit für die manuelle Auslösung des Vergiftungssystems (SLCS) gewonnen. Die zulässigen Akzeptanzgrenzwerte für den ATWS können so eingehalten werden.

Der Trip der Reaktorumwälzpumpen wird bei „RDB-Kühlmittelstand Tief“ oder bei „Reaktordruck Hoch“ ausgelöst. Die Grenzwertgeber, welche diese Funktion auslösen, unterscheiden sich von jenen des Reaktorschutzsystems. Ihre Verkabelung, Logik und Stromversorgung sind vom RPS getrennt.

3.3.1.4 Vergiftungssystem (SLCS)

Das SLCS bietet eine weitere, von den Steuerstäben unabhängige Methode, um den Reaktor in einem unterkritischen Zustand zu bringen und ihn auch während des Abkühlens unterkritisch zu halten.

Das SLCS gelangt nur in dem unwahrscheinlichen Fall zum Einsatz, dass nicht genügend Steuerstäbe in den Reaktorkern eingefahren werden können, um die Abschaltung und Abkühlung auf normale Weise durchzuführen. Das SLCS kann nur vom Operateur im MCR in Betrieb genommen werden. Das SLCS-System muss die folgenden Auslegungskriterien erfüllen:

- Die Unterkritikalität des Reaktors wird ohne Steuerstäbe in der reaktivsten Situation im Normalbetrieb zu jedem Zeitpunkt erreicht und beibehalten;
- Es erfüllt das Einzelfehlerkriterium. Gemeinsame passive Komponenten wie Behälter und Rohrleitungen dürfen verwendet werden;
- Zu jedem Zeitpunkt, in dem der Reaktor kritisch werden kann, muss das SLCS in der Lage sein, mindestens 5.6 m³ einer neutronenabsorbierenden Lösung, die 13.4 % Natriumpentaborat oder einen gleichwertigen Stoff enthält, mit einer Fördermenge von 8 bis 20 ppm/min in den Reaktor einzuspeisen.

Das SLCS besteht aus zwei Strängen mit aktiven Komponenten (Pumpen und Explosionsventile), die gemeinsam passive Komponenten wie Behälter und Einspeiseleitung in den RDB nutzen. Um die Verfügbarkeit zu erhöhen, gibt es eine Querverbindung zwischen den beiden Strängen, damit über ein Explosionsventil mit der Pumpe des anderen Stranges eingespeisen werden kann.

Jeder Strang ist in der Lage, die neutronenabsorbierende Lösung mit der entsprechenden Fördermenge unter allen Auslegungsbedingungen in den RDB zu pumpen.

Die neutronenabsorbierende Lösung wird in der Nähe des Kernmantels von unten eingespeisen, damit sie sich mit dem von unten nach oben durch den Kern strömenden Kühlmittel vermischt. Das Bor absorbiert die thermischen Neutronen und beendet damit die nukleare Kettenreaktion im Uran-Brennstoff.

Die beiden Explosionsventile gewährleisten das sichere Öffnen der Einspeiseleitung und garantieren, dass es während der Pumpenprüfungen zu keiner ungewollten Boreinspeisung in den Reaktor kommt.

Die neutronenabsorbierende Lösung besteht aus Natriumpentaborat.

Die Stromversorgung der beiden SLCS-Stränge erfolgt über die 380-V-Wechselstrom- und 24-V-Gleichstromversorgung der Stränge I und II.

3.3.1.5 Brennelementlagerungseinrichtungen

3.3.1.5.1 Lagergestelle für neue Brennelemente

Die Lagergestelle dienen der Aufnahme von neuen Brennelementen in einem Trockenlager vor dem Einsatz im Reaktorkern.

Die Lagergestelle sind so ausgelegt, dass:

- die geometrische Anordnung unter allen Betriebsbedingungen die Unterkritikalität des Lagers sicherstellt. Das gilt auch für den Fall einer unbeabsichtigten Flutung des Lagers mit Wasser.
- sie im völlig beladenen Zustand die Belastungen eines Sicherheitserdbebens ohne Schäden und mit nur geringfügigen Veränderungen ihrer Geometrie aufnehmen können.
- sie die maximale Zugkraft des Brennelementgreifwerkzeugs ohne Schäden aufnehmen können. Diese Kraft kann auftreten, wenn ein Brennelement während des Heraushebens aus dem Gestell dort hängen bleibt.

Das Lager befindet sich im Reaktorgebäude auf Kote +29.4 m. Acht Lagergestelle können je bis zu zehn Brennelemente mit oder ohne Brennelementkästen aufnehmen, was 33 % einer Kernladung entspricht. Die Lagergestelle werden von oben her mit den Brennelementen beladen. Es sind Führungen vorhanden, um die Abstandhalter der Brennelemente über die ganze Länge, mit der sie in das Lagergestell eingeführt werden, zu führen. Die Konstruktion der Lagergestelle verhindert ein unbeabsichtigtes Einführen von Brennelementen in Positionen, die nicht dafür vorgesehen sind. Das Gewicht des Brennelementes wird am Boden aufgenommen, und die Lagergestelle sorgen für eine seitliche Abstützung der Brennelemente über ihre ganze Länge. Der Lagerraum ist gegen eindringendes Wasser geschützt und zusätzlich mit einer Entwässerung versehen.

Die sicherheitstechnische Aufgabe der Lagergestelle für neue Brennelemente ist es, stets eine unterkritische Anordnung des Brennstoffs in den Gestellen zu gewährleisten. Dies wird durch die neutronenphysikalische und festigkeitsmässige Auslegung der Lagergestelle erreicht.

3.3.1.5.2 Lagergestelle für bestrahlte Brennelemente

Die Lagergestelle dienen der Aufnahme von bestrahlten Brennelementen nach deren Entladung aus dem Reaktorkern.

Die Lagergestelle müssen so ausgelegt sein, dass

- a) die geometrische Anordnung unter allen Betriebsbedingungen die Unterkritikalität des Lagers sicherstellt. Dies gilt auch für den Fall einer Auslagerung von neuen Brennelementen nach kurzem Einsatz im Reaktorkern.
- b) sie im völlig beladenen Zustand die Belastungen eines Sicherheitserdbebens ohne Schäden und mit nur geringfügigen Veränderungen ihrer Geometrie aufnehmen können.
- c) sie die maximale Zugkraft des Brennelementgreifwerkzeugs ohne Schäden aufnehmen können.
- d) keine Schäden an der äusseren Struktur entstehen, wenn ein Brennelement während des Transports aus der Höhe von 0.77 m über den Lagergestellen abstürzt.
- e) der unter Punkt d) beschriebene Störfall zu keiner Kritikalität im Brennelementlager führen kann.

Die Lagergestelle für bestrahlte Brennelemente sind am Boden des Brennelementbeckens installiert und ständig von Wasser bedeckt, um Abschirmung und Kühlung der Brennelemente zu gewährleisten.

Drei voneinander verschiedene Lagergestelle sind im Brennelementbecken vorhanden:

- 3 Lagergestelle mit je 10 x 2 Brennelementpositionen
- 4 Kompaktlagergestelle mit je 8 x 9 Brennelementpositionen
- 4 Kompaktlagergestelle mit je 9 x 9 Brennelementpositionen

Die vorhandenen Lagergestelle können somit 672 Brennelemente (BE) aufnehmen, was dem 2.8-fachen des vollbeladenen Kerns entspricht.

Sie sind so konstruiert, dass sie das Brennelementgewicht am Boden aufnehmen und für eine seitliche Führung sorgen.

Die 10 x 2-Lagergestelle bestehen aus Aluminium, sie sind auf dem Beckenboden fest verankert.

Die je vier 8 x 9- und 9 x 9-Kompaktlagergestelle stehen direkt auf dem Beckenboden, ohne mit diesem oder der danebenliegenden Wand verankert zu sein. Sie sind aus rostfreiem Stahl (Typ 304L) hergestellt. Ein 80 mm-Spalt zwischen den einzelnen Gestellen verhindert das Zusammenprallen.

Die Brennelemente werden von der BE-Wechselmaschine mit einem Teleskopmast mit Greifer gehandhabt. Beide Hebezeuge sind mit Lastbegrenzungseinrichtungen ausgestattet. Die Vorschriften für die Handhabung von Brennelementen verlangen, dass gleichzeitig nicht mehr als ein Brennelement über das BE-Lagerbecken transportiert werden darf. Eine mechanische Ausfahrbegrenzung des Teleskopmastes gewährleistet in jedem Falle eine den Abschirmanforderungen entsprechende Wasserüberdeckung eines Brennelementes und dass dessen Höhenabstand von den BE-Gestellen nicht grösser als 0.7 m sein kann. Dadurch wird sichergestellt, dass bei einem allfälligen Herabfallen eines bestrahlten Brennelementes die Kritikalitätsgrenzen für die Lagerung nicht durch unzulässige Deformation der Lagergestelle verletzt werden.

Konstruktive Massnahmen verhindern, dass ein Element ausserhalb einer Lagerposition abgesetzt werden kann.

Die sicherheitstechnische Bedeutung der Lagergestelle für bestrahlte Brennelemente besteht darin, stets eine unterkritische Anordnung der Brennelemente in den Gestellen zu gewährleisten. Dies wird durch die neutronenphysikalische und festigkeitsmässige Auslegung der Lagergestelle erreicht.

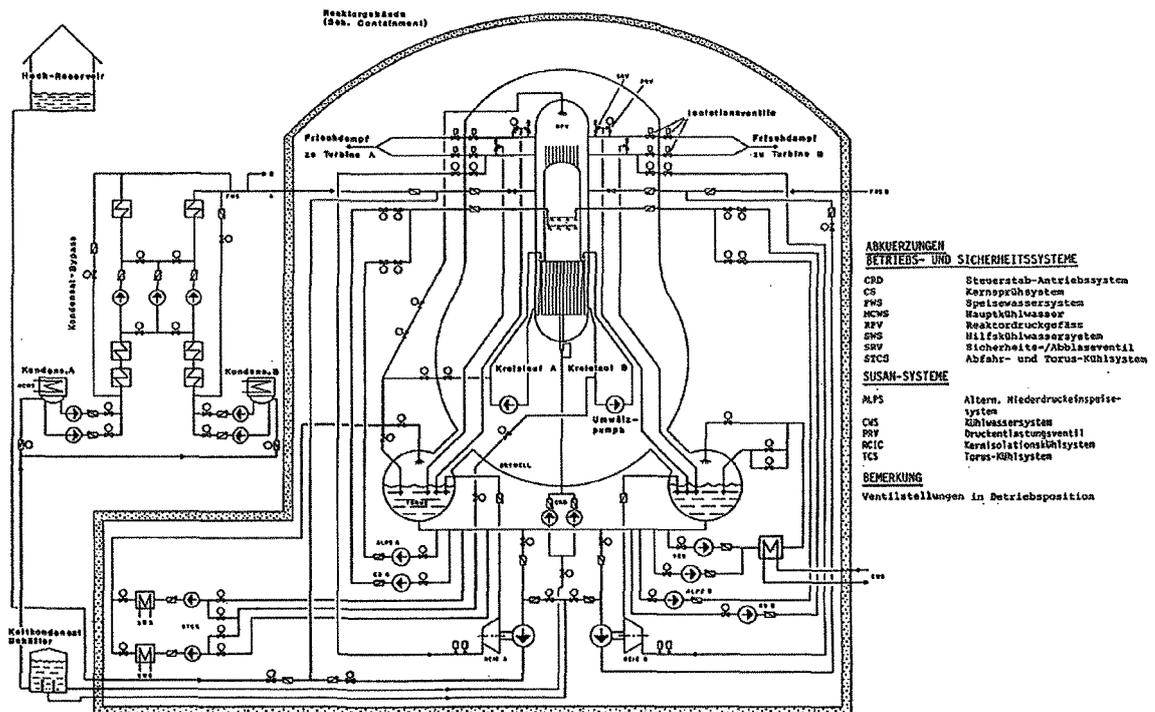
3.3.2 Nachzerfallswärmeabfuhr aus dem Reaktor

Das Grundprinzip der Auslegung von Kernkühlsystemen (ECCS und SUSAN) besteht darin, unter allen Betriebsbedingungen eine kontinuierliche Kernkühlung zu gewährleisten. Während des normalen Betriebs wird der Kern durch die Einspeisung von Speisewasser gekühlt, und die Wärme wird über die Hauptwärmesenke oder im Abfahrbetrieb mit dem STCS (in der Abfahrkühlbetriebsweise, siehe Kapitel 3.3.2.6) abgeführt.

Wenn der Reaktor von der Hauptwärmesenke isoliert ist und kein Kühlmittelverlust aus dem Primärsystem vorliegt, wird der Kern durch das Ansprechen der Sicherheits- und Abblasventile (Safety Relief Valves - SRV) und das Hochdruckeinspeisesystem (RCIC) gekühlt.

Bei postulierten Ereignissen mit Ausfall der Speisewasserversorgung und/oder Kühlmittelverlust durch Leitungsbruch im Primärsystem sind zusätzliche Mittel für die Kernkühlung erforderlich. In diesen Fällen erfolgt die Kernkühlung mit den ECCS (Emergency Core Cooling System) und dem SUSAN. Es stehen dafür zwei RCIC-Stränge, zwei unabhängige Kernsprühstränge (CS-Stränge), zwei unabhängige ALPS (Alternatives Niederdruckspeisesystem)-Stränge und die automatischen Druckentlastungsfunktionen SRV und PRV, die aus den beiden ADS-Auslösungen (LEVEL oder Loss of Coolant Accident (Kühlmittelverluststörfall) LOCA) und der PRV (Pressure Relief Valves - Druckentlastungsventile)-Auslösung bestehen, zur Verfügung. Abbildung 1 zeigt eine schematische Darstellung der ECCS- und SUSAN-Systeme. Jedes dieser Systeme ist so ausgelegt, dass es einen spezifischen Bereich von Störfallbedingungen abdeckt.

Abbildung 1: Schematische Darstellung der ECCS- und SUSAN-Systeme



Die Kernkühlssysteme sind so ausgelegt, dass die Kernkühlung bei einem Auslegungs-LOCA sichergestellt ist und die Grenzwerte für die Hüllrohre nicht überschritten werden.

Die Kernkühlssysteme erfüllen folgende Auslegungskriterien:

1. Einzelfehlerkriterium
2. Instandhaltungskriterium: Die Instandhaltung ist gemäss Betriebsvorschriften für diejenigen Komponenten, die nicht über die erforderliche Redundanz verfügen, zeitlich begrenzt.
3. Prüfbarkeit von redundanten Strängen
4. Funktionelle Unabhängigkeit und Separation redundanter Stränge
5. Betrieb mit externen oder internen Stromversorgungssystemen
6. Verfügbarkeit der Stromversorgung
7. Bewertung von Auslegungskriterien mit einer anerkannten Bewertungsmethode.
8. Kriterien zur Erdbebenauslegung
9. Automatische Anregung der Kernnotkühlssysteme
10. Automatisieren von Sicherheitsfunktionen (keine sicherheitsrelevanten Eingriffe des Betriebspersonals innerhalb der ersten 30 Minuten erforderlich)

Zusätzlich ist das SUSAN so ausgelegt, dass es die folgenden Kriterien erfüllt:

1. Fähigkeit des autarken Betriebs während 10 Stunden im Falle spezieller Notfallbedingungen (SEC) unter Berücksichtigung eines offen blockierten Abblaseventils (SORV).
2. Fähigkeit, die Folgen eines totalen Speisewasserverlustes unter Berücksichtigung eines SORVs zu beherrschen.
3. Fähigkeit, die Folgen des Schliessens aller Frischdampfisolationsventile (MSIVs) mit einem SORV zu beherrschen.
4. Fähigkeit, die Folgen eines Kernsprühleitungsbruchs zu beherrschen.

Weitere Kernkühlkapazitäten werden vom Speisewasser-Einspeisesystem (FWCI) und von der Hochreservoir-Einspeisung (siehe Kapitel 3.3.2.5) bereitgestellt. Diese Systeme weisen nicht denselben Automatisierungsgrad sowie andere sicherheitstechnischen Eigenschaften auf, die für ECCS gefordert sind. Aus diesem Grund werden sie auch bei den Bewertungen der Kernkühlsysteme nicht berücksichtigt.

Eine Zusammenfassung der wichtigsten Kenndaten der Kernkühlsysteme zeigt Tabelle 6, die wichtigsten Daten der zusätzlichen Kernkühlsysteme zeigt Tabelle 7. Die unterschiedlichen Kernkühlsysteme werden detailliert in den folgenden Kapiteln beschrieben.

Tabelle 6: Übersicht der Kernkühlsysteme

System/ Funktion	Anzahl Hauptkomponenten	Auslegungsdurchsatz pro Strang/Komponente	Elektrische Anspeisungen
RCIC (2-strängig)	1 Pumpe pro Strang	44.3 m ³ /h bei 87.2 bar bis 44.3 m ³ /h bei 6.0 bar	110 V DC von den Batterien der Stränge III und IV
CS (2-strängig)	1 Pumpe pro Strang	407 m ³ /h bei 7 bar	380 V von 6-kV Blockschienen ¹⁾ oder 16-kV von den Hydro-Einspeisungen C1, C2 oder vom Notstromdieselgenerator Strang I/II
ALPS (2-strängig)	1 Pumpe pro Strang	162 m ³ /h bei 12.5 bar	380 V von den SUSAN-Dieselgeneratoren der Stränge III und IV
ADS LOCA/ADS LEVEL	3/2 SRV	357 t/h pro SRV bei 74.5 bar	110 V DC von den Batterien der Stränge III und IV über AC-/DC- Wechselrichter
PRV	2 motorbetriebene PRVs	45.7 t/h pro PRV bei 72.4 bar	380 V von der USV der Stränge III und IV

¹⁾ Der 6-kV Eigenbedarf wird nach einem Generatorausfall von dem 220-kV-Netz (2 Leitungen) oder dem 50-kV-Netz (1 Leitung) versorgt.

Tabelle 7: Zusätzliche Kernkühlsysteme (nicht klassierte Systeme)

System/Funktion	Anzahl der Hauptkomponenten	Auslegungsdurchsatz pro Strang/Komponente	Elektrische Anspeisungen
FWCI	3 Speisewasserpumpen, 4 Kondensatpumpen	1050 t/h (2x) bei 98.1 bar	6-kV ¹⁾ Eigenbedarf
Hochreservoirinspeisung	-	300m ³ Wasser aus dem Hochreservoir	Einspeisung durch Schwerkraft getrieben 24-V von den Batterien

¹⁾ Der 6-kV Eigenbedarf wird nach einem Generatorausfall von dem 220-kV-Netz (2 Leitungen) oder dem 50-kV-Netz (1 Leitung) versorgt.

3.3.2.1 Kernisolationskühlsystem (RCIC)

Es sind zwei redundante und autarke Stränge des RCIC-Systems vorhanden, die jeweils in der Lage sind, den Reaktor unter allen Auslegungsbedingungen mit ausreichend Kühlwasser zu versorgen.

Jeder Strang des RCIC-Systems besteht aus einer von einer Turbine angetriebenen Pumpe, die in der Lage ist, Kühlmittel in den RDB einzuspeisen.

Die RCIC-Pumpen befinden sich auf Kote -11 m im Reaktorgebäude, womit eine ausreichende Pumpenzulaufhöhe sichergestellt ist, da sie sowohl unterhalb des Kaltkondensatbehälter (KAKO)-Bodens als auch des Minimalniveaus im Torus aufgestellt sind.

Nach einem Reaktor-SCRAM wird die Dampferzeugung aufgrund der Nachzerfallswärme der Spaltprodukte mit verringerter Rate fortgesetzt. Normalerweise wird der Turbinen-Bypass den Dampf dann in die Hauptwärmesenke (Turbinkondensator) ableiten, und das Speisewassersystem stellt das zur Aufrechterhaltung des RDB-Inventars erforderliche Kühlwasser zur Verfügung.

Bei isoliertem RDB und zusätzlich fehlender Speisewasserversorgung sorgen die SRVs für eine Begrenzung des Reaktordrucks innerhalb der erlaubten Betriebsgrenzen (dies geschieht automatisch; die SRVs können aber auch aus dem MCR oder dem SCR bedient werden). Der Füllstand im RDB sinkt aufgrund der Dampferzeugung durch die Nachzerfallswärme. Wenn der „RDB-Füllstand-Tief“ (Niveau 2) erreicht ist, startet das RCIC automatisch und liefert die Auslegungseinspeisemenge innerhalb von 30 Sekunden. Die turbinengetriebene Pumpe versorgt den RDB mit demineralisiertem Kühlwasser aus dem KAKO; ausserdem bietet der Torus eine alternative Wasserbezugsquelle. Die Turbine wird mit einem Teil des Dampfes betrieben, der durch die Nachzerfallswärme im RDB entsteht. Der Abdampf der Turbine wird in den Torus abgeleitet. Der überschüssige Dampf wird über die SRVs ebenfalls in den Torus abgeführt.

Alle Komponenten, die für den Betrieb des RCICs erforderlich sind, können unabhängig von der Stromversorgung, Steuerluft und externen Kühlwassersystemen gestartet und betrieben werden. Eine Ausserbetriebnahme des RCIC ist bei anstehender Anregung nur aus dem SCR möglich.

Aus dem MCR und dem SCR kann mit der Handsteuerung in die Turbinenregelung eingegriffen werden, um Leistung und Durchsatz an den durch die Nachzerfallswärme erzeugten Dampf während des RCIC-Betriebs anzupassen.

Das Kühlmittel wird von der Pumpe über einen Anschluss in die Speisewasserleitung und über die Speisewasser-Verteilerringe in den RDB-Ringraum gefördert, wo es sich mit dem heissen Wasser oder dem Dampf im RDB mischt.

Die RCIC-Turbine kann ohne Vorwärmen aus den Kommandoräumen bei allen Betriebsbedingungen einschliesslich „Start im Prüfmodus“ in Betrieb genommen werden.

Der KAKO verfügt über eine RCIC-Reserve von 135 m³, die konstruktiv nur vom RCIC bezogen werden kann, damit die Anforderungen an den RCIC-Betrieb gewährleistet sind. Der Übergang vom Kühlmittelbezug aus dem KAKO zum Torus erfolgt automatisch bei Ansaugdruck „Tief“, ohne dass die Kühlmittelversorgung zur Pumpe unterbrochen wird.

Die Stromversorgung für die Ventile und Hilfsaggregate erfolgt von einer gesicherten, redundanten unterbrechungslosen 380 V-Spannungsversorgung. Diese wird von batteriegestützten 110-V-Gleichstromverteilungen (Stränge III und IV) über DC-/AC-Wechselrichter angespiesen. Die Batterien für die Stränge III und IV befinden sich in getrennten Räumen des SUSAN-Gebäudes und werden durch gesicherte Stromversorgungen des entsprechenden Strangs im geladenen Zustand gehalten.

Das RCIC kann aus dem MCR oder dem SCR bedient werden. Die automatischen Anregungen und die Befehle aus dem SCR haben Vorrang vor Schalthandlungen aus dem MCR.

Jeder RCIC-Strang besitzt eine eigene Leittechnik. Die Elektronik für diese Leittechnik ist vollständig in getrennten Räumen im SUSAN-Gebäude untergebracht.

3.3.2.2 Kernsprühsystem (CS)

Zwei unabhängige Core Spray (CS)-Stränge stehen zur Verfügung, um zusammen mit der Reaktordruckentlastung LOCA-Bedingungen zu beherrschen. Jeder Strang verfügt über eine Pumpe mit 100 %-Kapazität, Ventile, Rohrleitungen und einen unabhängigen Kernsprühling innerhalb des Kernmantels genau über dem Kern. Der saugseitige Wasserzulauf kommt vom Torus. Zur Wassereinspeisung muss die Einspeisearmatur geöffnet werden und der RDB-Druck muss unterhalb des Pumpenförderdrucks (15.8 bar) liegen. Die Nenndurchflussmenge wird bei 6.9 bar über dem Torusdruck über den Kernsprühling auf den Reaktorkern gesprüht.

Das CS schützt mit Unterstützung des ADS-LOCA (siehe Kapitel 3.3.2.4) den Kern bei allen Bruchquerschnitten.

Die Auslegung des Rohrleitungssystems ausserhalb des RDBs berücksichtigt Überlegungen in Bezug auf eine mögliche Beschädigung der Rohrleitungen. Die Leitungen jedes Systems sind physikalisch voneinander getrennt und so angeordnet, dass sie den durch Querträger und Stützen gegebenen Schutz optimal nutzen. Die Drywell-Durchführungen für die Rohrleitungen des CS sind so angeordnet, dass die Leitungen im Drywell so kurz wie möglich gehalten werden und ein maximaler Umfangsabstand zwischen Frischdampf- und Speisewasserleitungen eingehalten wird.

Die Pumpen und Motoren des CS befinden sich im Reaktorgebäude (auf Kote -11 m). Zur physikalischen Trennung sind die Pumpen in unterschiedlichen Bereichen angeordnet. Saugseitig fördern die Pumpen aus der Torusringleitung. Diese Ringleitung ist über drei Verbindungsleitungen mit dem Torus verbunden.

Die 380-V-Stromversorgung des CS wird durch redundante Notstromversorgungsschienen (Reaktorhauptverteilungen) gewährleistet, die über Schutzvorrichtungen gegen äussere Einflüsse verfügen. Die Stromversorgung für diese Verteilungen erfolgt über:

- die 6-kV-Blockschienen,
- zwei verkabelte, netzunabhängige 16-kV-Einspeisungen vom Wasserkraftwerk und
- den Notstromdieselgenerator von Strang I/II.

Das System ist während dem Reaktorbetrieb mit Nenndaten testbar. Die Pumpen sind mit einer Mindestmengenleitung versehen, die den Pumpenbetrieb sicher stellt, bis der Reaktordruck auf den Einspeisedruck abgesunken ist und die Einspeisearmaturen sich öffnen.

Um Druckstösse beim Systemstart zu verhindern, ist jeder Strang des CS mit einer Druckhaltepumpe ausgestattet, die dafür sorgt, dass die Systemleitungen im Standby-Zustand mit Wasser gefüllt bleiben.

Die Leittechnik ist so angeordnet, dass zwei unabhängige und voneinander getrennte Steuer- und Stromkreise für den Betrieb der zwei unabhängigen Stränge des CS zur Verfügung stehen.

3.3.2.3 Alternatives Niederdruckeinspeisesystem (ALPS)

Das ALPS besteht aus zwei redundanten Strängen, die Wasser über die CS-Einspeiseleitungen in den RDB pumpen. Die normale Wasserbezugsquelle für das ALPS ist der Torus; eine weitere Bezugsquelle ist der Kaltkondensatbehälter zu dem eine Verbindungsleitung besteht. Jeder Strang kann den Reaktor für alle in der Auslegung vorgesehenen Fälle mit genügend Kühlwasser versorgen. In Verbindung mit dem ADS bzw. den PRVs gibt es eine Überlappung von dem ALPS mit dem RCIC, die sicherstellt, dass der Reaktor bei postulierten Ereignissen entsprechend den Auslegungskriterien mit ausreichend Kühlwasser versorgt wird.

Das System ist während dem Reaktorbetrieb mit Nenndaten testbar. Die Pumpen sind mit einer Mindestmengenleitung versehen, die den Pumpenbetrieb sicher stellt, bis der Reaktordruck auf den Einspeisedruck abgesunken ist und die Einspeisearmaturen sich öffnen.

Bei tiefem Reaktordruck ist das ALPS in der Lage, über die offenen PRVs einen Kühlkreislauf zum Torus und damit eine alternative Abfuhr der Nachzerfallswärme zu ermöglichen.

Die Pumpen und Motoren des ALPS befinden sich im Reaktorgebäude (auf Kote -11 m). Zur physikalischen Trennung sind die Pumpen in unterschiedlichen Bereichen angeordnet.

Die Stromversorgung der Systempumpen und -komponenten erfolgt durch zwei Notstand-Dieselaggregate im SUSAN-Gebäude über das dazugehörige Stromverteilungssystem.

3.3.2.4 Automatische Druckabbau-Funktionen

Die Kernkühlsysteme verfügen über zwei automatische Druckabbausysteme: das ADS-System und die PRVs, die Bestandteil des SUSAN-Notstandssystems sind.

3.3.2.4.1 Automatisches Druckabbausystem (ADS)

Das ADS verfügt über zwei Funktionen:

1. ADS-LOCA
2. ADS-LEVEL

ADS-LOCA übernimmt den Druckabbau im RDB mit drei von vier SRV's bei kleinen und mittleren LOCAs im Primärcontainment, wenn keine Hochdruckeinspeisung zur Verfügung steht. ADS-LEVEL übernimmt den Druckabbau im RDB mit zwei von vier SRV's für postulierte Ereignisse, die ein Absinken des RDB-Füllstands zur Folge haben und bei denen keine Hochdruckeinspeisungen zur Verfügung steht. Solche Ereignisse sind z.B. FD-Leitungsbrüche ausserhalb des Primärcontainments.

Wenn das RCIC bei kleinen und mittleren LOCAs nicht verfügbar ist, erfolgt der Druckabbau im RDB durch Öffnen der betreffenden SRVs, was zum Abblasen von Dampf in den Torus führt. Bei grossen LOCAs wird der Druck im RDB über die Bruchstelle ohne Unterstützung durch ein Druckabbausystem abgebaut.

Der Druckabbau im RDB kann entweder vom Operateur eingeleitet werden oder ohne Operateureingriff über die automatischen Druckentlastungsfunktionen erfolgen.

Für ADS-LOCA wie auch ADS-LEVEL stehen zwei unabhängige Auslösekanäle mit eigener Leittechnik und den entsprechenden doppelten Messgebern zur Verfügung, die jeweils die drei dem ADS-LOCA zugeordneten SRVs bzw. die zwei dem ADS-LEVEL zugeordneten SRVs öffnen können.

Die elektrische Anspeisung der beiden ADS-Auslösungen und die dazugehörigen Ansteuerungen der Vorsteuerventile liefern die redundanten Gleichstromversorgungen der Stränge III und IV.

Die ADS-Anregung erfolgt mit einer Zeitverzögerung, damit das RCIC oder das FWCI über genügend Zeit verfügt, einen RDB-Füllstand im normalen Betriebsbereich herzustellen. Nach Ablauf der Verzögerungszeit setzt die Zeitverzögerungsschaltung das Freigabesignal zur Betätigung der SRVs. Bis zur Betätigung der SRVs ist die Zeitverzögerung so eingestellt, dass das RCIC oder FWCI genügend Zeit haben, den Betrieb aufzunehmen; sie ist aber nicht so lang, dass das CS nicht in der Lage wäre, die Kernkühlfunktion zu übernehmen, falls das RCIC und FWCI nicht starten. Ein Druckabbau des RDB von Hand ist unabhängig von den automatischen Auslösungen jederzeit möglich. Ausserdem erlaubt die Zeitverzögerung dem Operateur, zu beurteilen, ob die Anregung echt ist oder möglicherweise durch falsche Messsignale (Niveau) hervorgerufen wurde. Der Operateur kann die automatische Anregung blockieren (ADS-Verhinderung), wenn bei ATWS bewusst das Reaktorniveau auf Kernoberkante abgesenkt werden und dabei keine ADS-Auslösung erfolgen soll.

Die SRVs werden auch vom Druckentlastungssystem betätigt, das die vier SRVs automatisch öffnet, damit der RDB-Druck innerhalb der Auslegungs- und Betriebsgrenzen bleibt.

Die Hardware für die ADS-Leittechnik befindet sich in getrennten Räumen im SUSAN-Gebäude. Das ADS kann aus dem MCR oder dem SCR bedient werden. Die Befehle aus dem SCR haben Vorrang vor denjenigen aus dem MCR.

3.3.2.4.2 Druckentlastungsventile (PRV)

Die PRVs bauen den Druck im RDB ab, so dass anfangs das RCIC und bei tiefem Druck das ALPS den RDB autark mit ausreichend Kühlmittel für die Abfuhr der Nachzerfallswärme während 10 Stunden versorgen kann. Dies ist eine Bedingung zur Beherrschung der SEC-Ereignisse. Die PRVs begrenzen die Druck-Temperaturtransienten des Primärsystems auf einen ausreichenden Wert und verhindern 30 Minuten nach einer Isolation des Reaktors ein weiteres Öffnen der SRVs.

Die zwei motorbetriebenen PRVs sind in zwei der vier Frischdampf (FD)-Leitungen eingebaut. Jedes PRV führt den Dampf in die bestehende Abblaseleitung des SRVs in der gleichen FD-Leitung ab. Die Abblaseleitungen enden unter Wasser im Torus.

Die PRVs öffnen automatisch, wenn 30 Minuten nach einem nicht zurückgesetzten SCRAM der Reaktor-druck noch einmal über den tiefsten Öffnungsdruck der SRVs steigt. Der Operateur kann die PRVs vom MCR oder SCR aus bedienen.

Die automatischen Anregungen und die Befehle aus dem SCR haben Vorrang vor Schalthandlungen aus dem MCR. Die Leittechnik, die Schalter und die elektrischen Anspeisungen der PRVs befinden sich in getrennten Räumen im SUSAN-Gebäude.

3.3.2.5 Zusätzliche Kernkühlkapazitäten

Dieses Kapitel beschreibt zwei Systeme, die eine wertvolle Alternative zu den Funktionen der Kernkühl-systeme bieten. Diese zusätzlichen Systeme erfüllen nicht alle Kriterien, um als voll qualifizierte ECCS-Systeme zu gelten (z.B. Redundanz der Stromversorgung und des Kühlwasserbezugs, seismische Quali-fizierung der Einrichtungen sowie anderer Umgebungsbedingungen usw.) und werden demzufolge nicht als Bestandteil der Kernkühl-systeme angesehen. Die zusätzlichen Kernkühl-systeme bestehen aus dem Speisewasser-Einspeisesystem (FWCI) und der Einspeisung aus dem Hochreservoir.

3.3.2.5.1 Speisewasser-Einspeisesystem (FWCI)

Das FWCI-System garantiert eine ausreichende Kühlung bei kleinen und mittleren Bruchquerschnitten und ist in der Lage, das CS bei grossen Bruchquerschnitten zu unterstützen.

Das FWCI-System dient dazu, Wasser aus den Hotwells der Turbinenkondensatoren über das Speise-wassersystem in den RDB zu pumpen. Das aus dem Hotwell in den RDB eingespiesene Wasser wird aus dem KAKO unter der Einwirkung der Schwerkraft automatisch entsprechend dem Hotwellniveau nach-gespiesen. Das FWCI-System verwendet die Komponenten der Speisewasser- und Kondensatsysteme.

Bei einem LOCA arbeitet die Speisewasserregelung normal weiter und versucht, den RDB-Füllstand im Betriebsbereich zu halten. Ein Absinken des RDB-Füllstandes führt zu einer grösseren Kühlmittleinspei-sung durch das Speisewassersystem, um den RDB-Füllstand aufrechtzuerhalten.

Das elektrische System ist so ausgelegt, dass eine ununterbrochene Stromversorgung für die vier Kon-densatpumpen und die drei Speisewasserpumpen während und nach dem Störfall zur Verfügung steht. Bei einem Lastabwurf der Generatoren aufgrund eines Anlagenstörfalls werden die 6-kV-Blockschienen aus dem 220-kV-Netz weiter versorgt.

Bei Ausfall einer oder beider 220-kV-Einspeisungen werden die 6-kV-Blockschienen durch eine elektroni-sche Schnelumschaltung (unterbruchsfrei) auf die Versorgung durch die vom 50-kV-Netz versorgte 6-kV-Anfahrtschiene umgeschaltet.

Wenn der RDB-Füllstand aufrechterhalten werden kann (wie dies bei kleinen Bruchquerschnitten im Pri-märsystem der Fall wäre), werden die Speisewasserregelventile während des Störfallverlaufs mehr oder weniger gedrosselt. Die Kühlung der Kondensat- und Speisewasserpumpen, die weiter in Betrieb sind, wird über die normalen Mindestmengenleitungen sichergestellt, die zum Hotwell des Kondensators zu-rückführen.

Das FWCI kann aus dem MCR bedient werden.

Ein KAKO-Niveau-Alarm stellt sicher, dass genügend Kondensat (650 m^3) für das FWCI zur Verfügung steht. Die RCIC-Reserve von 135 m^3 ist nicht Teil dieser 650 m^3 .

Die Einsatzzeit des FWCI-Systems ist begrenzt, um eine Überfüllung des Torus zu vermeiden.

Obwohl das FWCI bei den Genehmigungsanalysen für die Anlage nicht berücksichtigt wird, bringt das FWCI zusätzliche Sicherheit neben den Kernkühlsystemen.

3.3.2.5.2 Hochreservoireinspeisung

Die Hauptaufgabe der Hochreservoireinspeisung ist es, eine zusätzliche Kernkühlkapazität durch eine externe, rein auf der Schwerkraft beruhende Wassereinspeisung zur Verfügung zu stellen.

Das System besteht aus Rohrleitungen und Armaturen zwischen dem Hochreservoir und der Speisewasserleitung, die über RCIC-Leitungen in den RDB führen. Durch diese Leitungen und Armaturen wird das Wasser mit Schwerkraft vom Reservoir in den RDB eingespiesen. Der geodätische Druck zwischen dem Reservoir und der Kernoberkante beträgt ungefähr 7.7 bar; deshalb muss vor der Hochreservoireinspeisung der Druck im RDB unter diesem Wert abgebaut sein.

Zur Kernkühlung und Brandlöschung ist im Hochreservoir eine gesicherte Wasserreserve von 300 m³ dauernd vorhanden.

Die Leitung verläuft vom Reservoir bis zum KKM. Hier ist sie an einer Ringleitung angeschlossen. Diese Ringleitung umschließt die ganze Anlage und ist für die Brandlöschung vorgesehen. Das Hochreservoir wird von den Grundwasserpumpen im REWAG-Gebiet über die Ringleitung und von dort über die Reservoir-Zu- und Ableitung mit Wasser versorgt.

Zur RDB-Einspeisung zweigt eine Leitung von der, den Berg hinab verlaufenden Reservoirleitung auf einer Höhe von +474 m (+8 m über dem Kraftwerksnull) ab. Die Verbindung vom Reservoir zur Ringleitung kann mit einer Armatur sowohl vor Ort von Hand oder motorbetrieben (380 V-AC-Motor) aus dem MCR isoliert werden, so dass das gesamte Wasser aus dem Hochreservoir für die RDB-Einspeisung zur Verfügung steht. Die Leitung zum Reaktor ist ca. 1.5 m unter dem Boden verlegt. Sie verläuft direkt in das Reaktorgebäude und ist mit der RCIC-Einspeiseleitung durch eine im Normalbetrieb geschlossene, motorbetriebene Armatur, geöffnete Entwässerungsventile und eine Rückschlagklappe verbunden. Für die Bedienung aus dem MCR sind diese motorbetriebenen Armaturen mit 24-V-Gleichstrommotoren ausgerüstet. Sie befinden sich im Reaktorgebäude.

Zur Wasserversorgung sind mehrere Anschlüsse für mobile Feuerlöschpumpen vorhanden.

Obwohl die Hochreservoireinspeisung bei der Auslegung der Anlage nicht berücksichtigt wird, bringt das System zusätzliche Sicherheit neben den Kernkühlsystemen.

3.3.2.6 Abfahr- und Toruskühlsystem (Abfahrkühlfunktion)

Nach Abschaltung des Reaktors übernimmt das System die Kühlung des Reaktorwassers, sobald Druck und Temperatur so tiefe Werte erreicht haben, dass die Hauptkondensatoren als Wärmesenke nicht mehr verwendet werden können.

Das System erfüllt im Weiteren noch folgende Aufgaben:

- Kühlung des Toruswassers. Diese Funktion ist als Teil der Containmentkühlung im Kapitel 3.3.4 beschrieben.
- Unterstützung des Brennelementbecken-Kühlsystems. Diese Funktion ist im Kapitel 3.3.3 beschrieben.

Im Folgenden werden vor allem die Abfahrkühlfunktion und die damit im Zusammenhang stehenden Komponenten beschrieben.

Das System ist so ausgelegt, dass es in der Lage ist:

- a) das Reaktorwasser, beginnend mit 160 °C, auf 52 °C abzukühlen
- b) die Nachwärme bei einer Reaktorwassertemperatur von 52 °C abzuführen.

Für die Abfahrkühlfunktion werden die einsträngige Saugleitung, die mit Loop B der Reaktorumschleife verbunden ist, die redundanten Stränge der Abfahrpumpen und Abfahrkühler und die einsträngige Druckleitung, die mit Loop A der Reaktorumschleife bzw. mit dem RDB-Deckel verbunden ist, verwendet.

Der Zweck der Druckbehälterdeckel-Kühlung besteht darin, während der Abfahrphase des Reaktors den Druckbehälterdeckel zu kühlen und den Dampf im Oberteil des RDB zu kondensieren. Dazu versprüht eine Sprühdüse in der Mitte des Deckels etwa 34.2 t/h gekühltes Reaktorwasser.

Die Abfahrpumpen sind für eine Fördermenge von je 205 t/h ausgelegt. Die Fördermenge basiert auf der für die Abschaltperiode geforderten Kühlmittelmenge. Die Pumpen benötigen beim Abfahrkühlbetrieb zur Kühlung der Lager Kühlwasser des Zwischenkühlwassersystems. Sie sind durch eine Freilauf-Rückschlagklappe mit automatischer Mindestmenge gegen Betrieb mit zu geringem Durchsatz geschützt.

Die Abfahrkühler werden mit Wasser des Hilfskühlwassersystems gekühlt (siehe Kapitel 3.3.4.4) und sind für eine Wärmeabfuhrleistung von je 3'520 kW dimensioniert. Diese Leistung erlaubt es, die Temperatur des Primärsystems auf < 52 °C zu halten, wenn die Wärmetauscher mit Hilfskühlwasser von 18 °C versorgt werden.

Die Hauptkomponenten des Systems befinden sich im Reaktorgebäude auf Kote -11 m. Die Steuerung und Instrumentierung des Systems befindet sich im MCR.

Während der Reaktor noch mittels der Hauptkondensatoren abgekühlt wird, wird das STCS in der Abfahrkühlfunktion saugseitig mit der Umschleife B und druckseitig mit der Umschleife A mit der RDB-Deckelkühlung verbunden werden, sobald der Reaktordruck weniger als 6.2 bar beträgt.

Nach einer Abschaltung werden beide Pumpen und Wärmetauscher parallel betrieben. Nach einer bestimmten Abschaltzeit genügen eine Pumpe und ein Wärmetauscher zur Nachzerfallswärmeabfuhr.

Bei einem unwahrscheinlichen Ausfall der Kühlfunktion des Hilfskühlwassersystems ist die Kühlung der Abfahrkühler mit Feuerlöschwasser über eine feste Rohrverbindung mit Doppelabspernung vom Hilfskühlwassersystem zum Feuerlöschsystem möglich. Im Weiteren ist auch eine Kühlung mit mobilen Pumpen via Feuerlöschsystem möglich.

Die sicherheitstechnische Bedeutung des Kühlsystems ist die Abfuhr der Nachwärme des Reaktorkerns an das Hilfskühlwasser (siehe Kapitel 3.3.4.4). Von diesem wird sie an die Aare abgeführt.

3.3.3 Nachzerfallswärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken

Siehe Kapitel 7.3 und Kapitel 8.4.

3.3.4 Nachzerfallswärmeabfuhr aus dem Containment

Aufgabe der Primärcontainment-Kühlsysteme ist es, die Toruswassertemperatur unter dem Auslegungsgrenzwert von 77 °C zu halten. Das wird erreicht, indem die Nachzerfallswärme aus dem Reaktor, die über einen der unten aufgeführten Vorgänge in den Torus abgeführt wird, endgültig an die Umgebung abgegeben wird.

- Abblasen durch die Überströmleitungen während eines LOCA mit grossem Bruchquerschnitt.
- Abblasen durch die Überströmleitungen und über die SRVs und Abblaseleitungen während eines LOCAs mit mittlerem oder kleinem Bruchquerschnitt.
- Abblasen über die SRVs oder PRVs und die Abblaseleitungen bei einer RDB-Isolation.
- Wasserzirkulation über die SRVs oder PRVs bei der Langzeit-Kühlung nach einem SEC-Ereignis (Ereignis unter besonderen Notfallbedingungen) oder einem LOCA mit kleinem Bruchquerschnitt.

Die Kühlsysteme des Primärcontainments bestehen aus zwei unabhängigen und redundanten Systemen:

1. Torus Cooling System - TCS (gehört zu SUSAN)
2. Shutdown and Torus Cooling System - STCS

Das TCS besteht aus zwei Strängen mit jeweils unabhängigen und separaten aktiven Komponenten, die passive Komponenten wie z.B. den Wärmetauscher gemeinsam nutzen. Das STCS besteht aus zwei Strängen mit jeweils unabhängigen und separaten aktiven Komponenten, die für spezielle Funktionen, z.B. Torussprühen, Komponenten gemeinsam nutzen.

Ausserdem verfügen die Primärcontainment-Kühlsysteme über die Ausrüstung zum Torussprühen, die den Containmentdruck durch Niederschlagen des Dampfes in der Torusatmosphäre unter Kontrolle hält, falls während eines LOCA mit kleinem Bruchquerschnitt Dampfleckagen vom Drywell in die Torusatmosphäre auftreten.

3.3.4.1 TCS (SUSAN)

Das TCS erfüllt folgende Auslegungskriterien:

1. Es stellt die Containment-Kühlfunktion sicher, um die an das Containment gestellten Anforderungen zu erfüllen.
2. Es ist mit redundanten aktiven Komponenten und redundanten Stromversorgungen ausgestattet, um das Einzelfehlerkriterium zu erfüllen.
3. Es ist für den autarken Betrieb ohne externe Stromversorgung ausgelegt. Die eigene redundante Stromversorgung des Systems (SUSAN) muss den autarken Betrieb während mindestens 10 Stunden ermöglichen.
4. Es ist so ausgelegt, dass jede Systemkomponente zum Nachweis der Systemverfügbarkeit regelmässig geprüft und getestet werden kann.
5. Das TCS und seine Komponenten sind gegen die Folgen von externen Ereignissen ausgelegt und geschützt sowie für den Betrieb unter den von der Auslegung vorgegebenen Umgebungsbedingungen geeignet.
6. Es ist so ausgelegt, dass der Druck des Kühlwassersystems zur Wärmeabfuhr an die Umgebung (CWS) über dem Betriebsdruck des TCS liegt, um Leckagen des Toruswassers in das Kühlwassersystem (CWS) und damit in die Umgebung zu verhindern.
7. Es muss eine der beiden Torus-Sprühleitungen mit ausreichend Wasser versorgen.

Die wichtigsten Komponenten des TCS sind ein Wärmetauscher, zwei redundante TCS-Pumpen und eine Rücklaufleitung, die die Rückführung des gekühlten Toruswassers direkt in den Torus ermöglicht bzw. das gekühlte Toruswasser zwischen direkter Rückführung in den Torus und in die Torus-Sprühleitung verteilt. Der Wärmetauscher wird durch das CWS rückgekühlt (siehe Kapitel 3.3.4.4).

Der Wärmetauscher des TCS und die zwei Hauptpumpen befinden sich im Reaktorgebäude (auf Kote -11 m). Zur physikalischen Trennung sind die Pumpen in ausreichendem Abstand voneinander aufgestellt.

Die zwei redundanten Pumpen und die aktiven Armaturen in der Rücklaufleitung zum Torus (aktive Komponenten des Systems) werden von getrennten und redundanten Stromversorgungen (Strang III und IV im SUSAN-Notstandsgebäude) mit Strom versorgt.

Das TCS kann im Toruswasserkühlungs- sowie im Torussprühmodus oder in einer Kombination von beiden Modi betrieben werden.

3.3.4.2 Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS)

Das STCS erfüllt zwei Funktionen:

1. Toruswasserkühlung und Wasserversorgung des Torussprühsystems
2. Die direkte Kühlung des Reaktorwassers im Abfahr- und Stillstandbetrieb

Die zweite Funktion wird in Kapitel 3.3.2.6 beschrieben. Die Auslegung und die Komponenten des Gesamtsystems werden im Folgenden erläutert.

Das STCS ist zur Erfüllung folgender Kriterien ausgelegt:

1. Im Toruskühlmodus stellt das STCS die Containment-Kühlfunktion sicher, um die an das Containment gestellten Anforderungen zu gewährleisten.
2. Das STCS ist mit redundanten aktiven Komponenten und redundanten Stromversorgungen ausgestattet, damit es zusammen mit dem TCS das Einzelfehler- und das Instandhaltungskriterium für die Containment-Kühlfunktion erfüllt.
3. Ein Strang des STCS kann ohne Unterstützung durch externe Stromversorgungen betrieben werden, und beide Stränge können mit den Notstromversorgung aus dem Wasserkraftwerk Mühlberg betrieben werden.
4. Das STCS ist so ausgelegt, dass der Druck des Hilfskühlwassersystems über dem Betriebsdruck des STCS liegt, um Leckagen des Toruswassers in das Hilfskühlwassersystem und damit in die Umgebung zu verhindern.
5. Das STCS ist so ausgelegt, dass jede Systemkomponente zum Nachweis der Systemverfügbarkeit regelmässig geprüft und getestet werden kann.
6. Das STCS versorgt die TCS-Torus-Sprühleitung mit ausreichend Wasser.

Die wichtigsten Bauteile des STCS sind zwei Wärmetauscher (mit jeweils 100 % Kapazität), zwei Pumpen (jede 100 %) und eine Rücklaufleitung, die die Rückführung des gekühlten Toruswassers direkt in den Torus ermöglicht bzw. das gekühlte Toruswasser zwischen direkter Rückführung in den Torus und in die Torus-Sprühleitung verteilt.

Im Toruskühlmodus wälzt das STCS Toruswasser über die Wärmetauscher um. Der Wärmetausch wird durch das Hilfskühlwasser rückgekühlt.

Die elektrische Anspeisung der zwei Stränge kommt von den beiden Reaktorhauptverteilungen H21 (Strang I) und M21 (Strang II).

Die Pumpen und Wärmetauscher des STCS befinden sich im Reaktorgebäude (auf Kote -11 m).

3.3.4.3 Torussprühsystem

Das Torussprühsystem ist zur Erfüllung folgender Kriterien ausgelegt:

1. Falls Dampfleckagen vom Drywell in die Torusatmosphäre während eines LOCAs mit kleinem Bruchquerschnitt auftreten, muss das Torus-Sprühsystem in der Lage sein, den Containmentdruck durch Niederschlagen des Dampfes in der Torusatmosphäre unter Kontrolle zu halten. Der maximale zu berücksichtigende Wirkungsquerschnitt des Drywell-Bypass beträgt ca. 3 cm² (typischer Wert aus den Technischen Spezifikationen für US-amerikanischen Anlagen vom Typ Mark I).
2. Das Torussprühsystem ist so ausgelegt, dass es das Einzelfehlerkriterium erfüllt.

Das Torus-Sprühsystem besteht aus einer in der Torusatmosphäre installierten Ringleitung, die mit 12 Sprühdüsen ausgestattet ist. Die Sprühdüsen garantieren die richtige Verteilung des Wassers. Die gewählte Auslegung der Sprühdüsen sorgt für ein optimales Sprühmuster und Wassertropfengrösse.

Der Sprühling wird entweder über das TCS oder das STCS gespeist (siehe oben).

Das Torus-Sprühsystem kann vom Operateur vom MCR (STCS und TCS) oder vom SCR (nur TCS) aus bedient werden.

Die Durchflussrate wurde durch Tests bestimmt und liegt zwischen 45 t/h und 90 t/h.

3.3.4.4 Hilfskühlwassersysteme (siehe auch Kapitel 8.1.1)

Die Hilfskühlwassersysteme bestehen aus den Systemen "Hilfskühlwassersystem im Maschinenhaus und Reaktorgebäude" (SWS) und dem "SUSAN-Kühlwassersystem" (CWS).

3.3.4.4.1 Hilfskühlwassersystem im Maschinenhaus und Reaktorgebäude

Das Hilfskühlwassersystem versorgt die Abfahrkühler, die Zwischenkühler des Reaktorgebäudes, des Maschinenhauses und verschiedene Nebenkühlstellen von Komponenten mit Aarewasser als Kühlwasser.

Das System ist so ausgelegt, dass es

- eine ausreichende Kühlwasserversorgung der zu kühlenden Komponenten gewährleistet.
- eine Wärmemenge von 19 MW bei einer max. Zulauftemperatur von 21 °C und einer max. Rücklauftemperatur von 29 °C abführen kann.
- den Hilfskühlwasserdruck auf der Sekundärseite von Kühlern, in denen im Normalbetrieb oder bei Störfällen radioaktiv kontaminiertes Wasser gekühlt wird, stets höher hält als der Druck des zu kühlenden Mediums, um einen Übertritt von radioaktiven Stoffen in das Hilfskühlwassersystem zu verhindern.

Tabelle 8 gibt eine Übersicht über die Versorgung des Systems mit elektrischer Energie und Steuerluft.

Tabelle 8: Haupt- und Hilfsenergien des Hilfskühlwassersystems (ACWS)

Systemkomponenten	Stromversorgung				Steuerluft
	Strang		380/220-V 50-Hz Schiene	125-V DC Schiene	
	System A	System B			
Systempumpen	I	II	H21 (M21)		
Ventile mit Motorantrieb	I	II	H21 (M21)		
Ventile mit pneumatischem Antrieb					x
Steuerstrom der Schaltanlage	I	II		P9 (P10)	
Leittechnik Hauptkommandoraum	I	II			U01 (U41)
Systemsteuerlogik	I	II			T01 (T41)

Die Entnahme von Hilfskühlwasser aus dem Fluss erfolgt parallel zu den Hauptkühlwasserpumpen nach der Kühlwasserreinigungsanlage für das Hauptkühlwasser. Dieses Wasser wird durch die Kühlwasserrei-

nigungsanlage mit 1.2 mm Maschenweite grob gereinigt und in den meisten Kühlern um ca. 10 °C erwärmt. Das ablaufende Hilfskühlwasser wird im Maschinenhaus dem ablaufenden Hauptkühlwasser Strang A bzw. B beigemischt, das unter dem Flusswasserspiegel mit Verteilleitungen in den Fluss zurückgeleitet wird.

Insgesamt wird eine Hilfskühlwassermenge von ca. 1'500 m³/h bis 2'000 m³/h je nach in Betrieb stehenden Systemen bei einer maximalen Förderhöhe der Pumpe von ca. 3.7 bar benötigt. Es sind zwei redundante 100 %, nicht regelbare vertikale Propellerpumpen im Pumpenhaus vorhanden. Bei Ausfall einer Pumpe läuft die Reservepumpe automatisch an.

Das angesaugte Hilfskühlwasser wird von der jeweils laufenden Pumpe zum Maschinenhaus gefördert. Dort wird es durch ein verzweigtes Rohrnetz auf die verschiedenen Verbraucher verteilt.

Bei der Abfahrkühlung sorgen zwei redundante Druckerhöhungspumpen mit je einer Fördermenge von 227.5 m³/h sowie einer Förderhöhe von mindestens 10.3, für eine ausreichende Kühlwasserversorgung. Zusätzlich ist ein Betrieb des Hilfskühlwassers ohne Druckerhöhungspumpen möglich. Das Drosselorgan nach den Kühlern sorgt dafür, dass der Hilfskühlwasserdruck stets höher ist als der des gekühlten Mediums.

Sollte das Hilfskühlwassersystem ausfallen, ist die Kühlung der Abfahrkühler über eine Rohrverbindung mit manueller Doppelabsperrung durch das Feuerlöschsystem möglich. Die Druckerhöhungspumpen sind für diesen Fall ausser Funktion. Beide Systeme (Feuerlösch- und Hilfskühlwassersystem) sind vollständig getrennt, ausgenommen eine mechanische Verbindung im MH auf der Kote 0 m, die eine Querverbindung der Systeme auf die Kühler erlaubt. Im Weiteren ist auch eine Kühlung mit mobilen Pumpen via Feuerlöschsystem möglich.

Der Abfluss des Feuerlöschwassers erfolgt über die Leitung zum Hilfskühlwasserauslauf oder über den CWS-Ablauf.

Das Hilfskühlwassersystem wird vom MCR aus gesteuert.

3.3.4.4.2 Kühlwassersystem (CWS)

Das Kühlwassersystem (CWS) versorgt den Wärmetauscher des Toruskühlsystems (TCS) im Reaktorgebäude und den Wärmetauscher des Zwischenkühlwassersystems (ICWS) im SUSAN-Gebäude mit Aarewasser als Kühlwasser.

Das System ist so ausgelegt, dass:

- a) eine ausreichende und sichere Kühlwasserversorgung der zu kühlenden Komponenten gewährleistet ist und
- b) der Kühlwasserdruck auf der Sekundärseite des Toruskühlers stets höher ist als der Druck des zu kühlenden Mediums, um einen Übertritt von radioaktiven Stoffen zu verhindern.

Das CWS ist über das SUSAN-Ein- und Auslaufbauwerk mit dem Wasser der Aare verbunden.

Das System ist im SUSAN-Gebäude installiert, das gemäss Kapitel 1 des KKM Sicherheitsberichts [2] gegen äussere Einwirkungen geschützt ist.

Das System verfügt über zwei redundant ausgelegten Pumpen, die räumlich getrennt im SUSAN-Gebäude angeordnet sind.

Der Boden des bestehenden Hauptkühlwasser-Auslaufbauwerkes liegt auf einer Höhenkote von 457.30 m und die Unterkante der Hauptkühlwasser-Austrittsleitung auf 457.80 m. Die Unterkante der Sticheitung zwischen Einlaufbauwerk und SUSAN-Gebäude liegt eintrittsseitig auf einer Kote von ca. 456.00 m. Die Sicherstellung des Kühlwassers ist durch den Rückstau des Niederried-Stauwehrs und bei dessen Versagen durch einen natürlichen „See“ im Bereich der Wasserein- und Ausläufe auch bei nicht vorhandenem Zufluss der Aare sichergestellt. Dies bedeutet, dass die Kühlwasserzufuhr selbst in Extremfällen gesichert ist.

Der Rücklauf des CWS erfolgt via SUSAN-Auslaufbauwerk und Auslaufleitung in die Aare.

Die CWS-Systeme können entweder vom MCR oder vom SUSAN-Kommandoraum (SCR) aus betätigt werden. Automatische Signale und Befehle vom SCR haben Priorität gegenüber den Befehlen vom MCR.

Die Stromversorgung der Kühlwasserpumpen und Systemarmaturen erfolgt über die Notstromschienen der SUSAN-Systeme.

3.3.4.5 Zwischenkühlwassersysteme

Zwischenkühlwassersysteme befinden sich im Reaktorgebäude, im Maschinenhaus und im SUSAN-Gebäude. In den nachfolgenden Unterkapiteln werden nur die Zwischenkühlwassersysteme im Reaktorgebäude und im SUSAN-Gebäude beschrieben, da der Zwischenkühlkreislauf im Maschinenhaus keine Sicherheitsfunktion erfüllt.

3.3.4.5.1 Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude

Das Kühlwassersystem im Reaktorgebäude dient zur Kühlung solcher Kühlstellen des Reaktors und seiner Hilfsanlagen, in denen ständig oder sehr häufig radioaktiv kontaminiertes Kühlwasser (Reaktorkühlwasser, BEB-Kühlwasser etc.) enthalten ist.

Das System ist so ausgelegt, dass

- a) zu kühlende Komponenten ausreichend und sicher mit Kühlwasser versorgt werden,
- b) es eine Wärmemenge von 5'230 kW aus den Kühlstellen des Kreislaufs bei einer Vorlauftemperatur von 24 °C und einer Rücklauftemperatur von 36.5 °C an das Hilfskühlwassersystem übertragen kann,
- c) eine Leckage von potentiell radioaktivem Kühlwasser von Komponenten, die im Reaktorgebäude installiert sind, in das Flusswasser ausgeschlossen werden kann und
- d) die Armaturen in Drywell-Durchdringungsleitungen im Falle eines erhöhten Drywelldrucks oder bei Verlust des Zwischenkühlwassers bei Überschreitung des Grenzwerts automatisch schließen (Containment-Isolation).

Mit dem Zwischenkühlwasser werden im Reaktorgebäude unter anderem folgende Aggregate gekühlt:

- 2 Brennelementbeckenkühler
- 2 Steuerstabantriebspumpen
- 2 Abfahrkühlpumpen
- 2 Reaktorumwälzpumpen mit Motoren (im Drywell)

Das System ist vollständig im Reaktorgebäude installiert und umfasst im Wesentlichen einen Hochbehälter, drei Pumpen, die verschiedenen Verbraucher und 2 Zwischenkühler.

Es sind drei 50%-Zwischenkühlwasserpumpen vorhanden, von denen jeweils eine als Reserve dient. Die auf Kote +8 m im Reaktorgebäude aufgestellten Pumpen zirkulieren das Zwischenkühlwasser mit einer Förderhöhe von 4.5 bar bei 370 m³/h Fördermenge durch die verschiedenen Kühlstellen im Reaktorgebäude und Drywell zwischen -11 m und +16 m und die Zwischenkühler.

Bei Ausfall einer Zwischenkühlwasserpumpe wird die Reservepumpe automatisch eingeschaltet.

Nach Aufnahme der Wärme von insgesamt maximal 5'230 kW in den Kühlstellen gibt das Zwischenkühlwasser diese in den Zwischenkühlern an das Hilfskühlwasser ab. Es sind zwei Zwischenkühler von je 100 % Kühlleistung vorhanden. Die primärseitigen Vor- und Rücklauftemperaturen betragen 24 °C resp. 36.5 °C bei einem sekundärseitigen Durchfluss von 600 m³/h, mit einer Eintrittstemperatur von maximal 21 °C. Die Wärmetauscher, bei denen das Hilfskühlwasser in den Rohren fließt, sind leicht zu reinigen.

Da dieser Kühlkreislauf auch beim Ausfall der normalen Stromversorgung benötigt wird (z.B. BEB-Kühlung), sind die Pumpen an die elektrischen Reaktor-Unterverteilungen H23, M22 und M43 angeschlossen.

Bei einem Ausfall des Kühlkreislaufs kann die Kühlung der Abfahrkühlpumpen und der CRD-Pumpen weiterhin durch eine Verbindung zum Feuerlöschsystem gewährleistet werden.

Das Zwischenkühlwassersystem wird weder für die Notkühlung des Reaktorkerns noch für die Nachzerfallswärmeabfuhr nach einem Auslegungsstörfall benötigt.

Im Gegensatz zur Abfahrkühlfunktion benötigen die Abfahrkühlpumpen in der Toruskühlfunktion wegen der niedrigeren Wassertemperatur keine Kühlung durch das Zwischenkühlwassersystem.

Armaturen in den Drywell-Durchdringungsleitungen schliessen im Falle eines erhöhten Drywell-Drucks oder des Verlusts von Zwischenkühlwasser durch Leckage bei Überschreitung des Grenzwerts automatisch.

3.3.4.5.2 Zwischenkühlwassersystem im SUSAN-Gebäude (ICWS)

Das ICWS versorgt die Kühlstellen der beiden SUSAN-Notstanddieselaggregate und die SUSAN-Lüftungsanlagen mit Kühlwasser.

Das System ist so ausgelegt, dass

- a) die zu kühlenden Komponenten ausreichend und sicher mit Kühlwasser versorgt werden,
- b) es eine Wärmemenge von 1'810 kW aus den Kühlstellen des SUSAN-Gebäudes bei einer Vorlauftemperatur von 25 °C und einer Rücklauftemperatur von 35.4 °C an das CWS übertragen kann, und
- c) die Fördermenge einer ICWS-Pumpe ausreichend ist, um die anfallende Wärme der Stränge III und IV (Kühler der Notstanddieselaggregate, Umluftkühler der Notstanddiesel- und Schaltanlagenräume im SUSAN-Gebäude) sicher an das Kühlwassersystem CWS abzuführen.

Das ICWS besteht aus zwei 100 % redundanten Pumpen, einem Wärmetauscher und den zugehörigen Ventilen, Rohrleitungen und Steuereinrichtungen. Es versorgt die Kühler der Notstanddieselaggregate der Stränge III und IV sowie die Lüftungsanlagen des SUSAN-Gebäudes mit Kühlwasser.

Das ICWS ist im SUSAN-Gebäude angeordnet, das gegen äussere Einwirkungen gemäss Kap. 1 des KKM Sicherheitsberichts [2] geschützt ist.

Der Zwischenkühler ist für eine Wärmeleistung von 1'810 kW bei einem primärseitigen Durchfluss von 200 m³/h mit Vor- und Rücklauftemperatur von 25 °C resp. 35.4 °C und einem sekundärseitigen Durchfluss von 300 m³/h mit einer Eintrittstemperatur von max. 21 °C ausgelegt.

Die ICWS-Systeme können entweder vom MCR oder vom SCR betätigt werden. Automatische Signale und Handbefehle vom SCR haben Priorität gegenüber denjenigen vom MCR.

Die Stromversorgung der Systemkomponenten erfolgt durch die gesicherten Schienen der SUSAN-Systeme.

Die sicherheitstechnische Bedeutung des Systems liegt in der Versorgung der Notstanddieselaggregate der Stränge III und IV sowie des Ventilationssystems im SUSAN-Gebäude mit Kühlwasser.

3.3.4.6 Notablufsystem (SGTS)

Das Notablufsystem ist so ausgelegt, dass die folgenden Kriterien erfüllt werden:

- Bei einem Auslegungsunterdruck von 2.5 mbar muss das Notablufsystem mindestens 50 % des Reaktorgebäudeluftvolumens über ein intaktes Filtersystem (siehe unten) kontrolliert an die Umgebung abgeben.
- Das Notablufsystem muss die aus dem Reaktorgebäude abgesogene Luft über hochwirksame Filter abführen, die in der Lage sind, radioaktives Jod und Aerosole zurückzuhalten, die bei Auslegungstörfällen über Leckagen aus dem Primärcontainment austreten können. Die angenommenen Auslegungstörfälle sind:
 - Der vollständige Bruch einer Umwälzleitung im Drywell
 - Störfall bei der Brennstoffhandhabung
- Das System muss das Einzelfehlerkriterium erfüllen.

Die Abluft des Primär- und Sekundärcontainments wird durch gasdicht verschweisste Rohre über einen Wasser- und Nebelabscheider geführt, um Wassertropfen zu entfernen. Anschliessend wird sie mit einem elektrischen Luffterhitzer erwärmt, bevor sie über das aus Absolut- und Aktivkohlefiltern bestehende Filtersystem geführt wird. Schliesslich wird die Luft mit einem Ventilator über den Kamin an die Umgebung abgegeben.

Das System besteht aus zwei unabhängigen Strängen und ist über zwei parallele Ventile mit dem RG-Abluftkanal verbunden.

Beide Stränge und beide Ventile verfügen über eine eigene, voneinander unabhängige Leittechnik und Stromversorgung. Die elektrische Anspeisung der zwei Stränge kommt von den beiden Reaktorhauptverteilungen H21 (Strang I) und M21 (Strang II).

Um die Verfügbarkeit zu erhöhen, gibt es eine Querverbindung zwischen den beiden Strängen, damit eine Filterstrasse mit dem Ventilator des anderen Stranges betrieben werden kann. Ein kleines Bypass-Ventil erlaubt die Kühlung des Filters durch den Ventilator des anderen Stranges.

Ein Strang des Notablufsystems wird automatisch durch das Isolationssystem des Primärcontainments ausgelöst.

Ein hoher Differenzdruck über den Filter und Störungen in einem Strang während des Betriebs lösen die automatische Umschaltung auf den anderen Strang aus.

Das System kann aus dem MCR wie auch vom lokalen Leitstand im Aufbereitungsgebäude bedient werden. Beide Bedienstellen sind instrumentiert.

3.3.4.7 Systeme zur Linderung der Folgen schwerer Störfälle

Schwere Störfälle, insbesondere auslegungsüberschreitende Störfälle, die unter Umständen Kernschmelzen oder das Versagen des Reaktordruckbehälters zur Folge haben, können zu einem Verlust der Containment-Integrität und somit zu einer unkontrollierten Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung führen. Zur Verzögerung, Vermeidung oder Entschärfung der radiologischen Folgen solcher Ereignisse wurde das KKM mit folgenden Systemen ergänzt (nachgerüstet):

- Containment Druckentlastungssystem (CDS)
- Drywell Sprüh- und Flutsystem (DSFS)

3.3.4.7.1 Containment-Druckentlastungssystem (CDS)

Das Containment-Druckentlastungssystem wurde für die folgenden Auslegungsgrundlagen und Zielsetzungen ausgelegt:

- a) Das System muss den Verlust der Primärcontainment-Integrität bei unzulässig hohem Druck (> 6.2 bar) durch passive Druckentlastung (Berstscheibe) des Containments verhindern.
- b) Das System muss eine handgesteuerte sowie eine automatische Druckentlastung ermöglichen.
- c) Das System muss den abgeblasenen Volumenstrom (max. 5.2 kg/s) durch Waschen und Filtrieren von radioaktiven Stoffen reinigen und damit die radiologischen Konsequenzen des schweren Störfalls auf die Umgebung lindern.
- d) Das System darf bestehende Sicherheitssysteme und den normalen Anlagenbetrieb nicht beeinträchtigen.
- e) Das System muss so ausgelegt sein, dass es die beabsichtigte Funktion bei einer Wärmezufuhr in das Containment von 1 % der Nennleistung des Reaktors ausführen kann.
- f) Das System muss von einer Stelle der Anlage aus betrieben werden können, die selbst während des schwersten Störfalls für Operateure zugänglich ist.

Das Containment-Druckentlastungssystem (CDS) besteht aus einer Überströmleitung, die das Drywell- und Torus-Luftvolumen mit einem Multi-Venturi-Wäscher verbindet, der im äusseren Torus angebracht ist. Die Leitung ist mit Containment-Isolationsventilen und einer Berstscheibe ausgestattet, die die automatische Entlastung des Containment-Überdrucks sicherstellt. Der Nenndruck der Berstscheibe wurde so niedrig gewählt, dass der Containment-Berstdruck mit Sicherheit nicht erreicht wird.

Des Weiteren wird, im Anforderungsfall, eine Mischung von Natriumthiosulfat, Natriumcarbonat und Natriumbicarbonat in den äusseren Torus eingespeist (Prozedur AMM-B-008): das Jod kann durch das Natriumthiosulfat gebunden werden, das so produzierte Jodid wird im Wasser zurückgehalten. Dieses Verfahren trägt zur Minimierung der Abgaben wesentlich bei.

Der austretende Volumenstrom wird vor der Abgabe über den Kamin in Venturi-Nasswäschern von radioaktiven Stoffen gereinigt. Die Auslegung garantiert einen minimalen Dekontaminationsfaktor für Aerosole von 1'000 und für elementares Jod von 100. Versuche haben gezeigt, dass für die meisten das KKM betreffenden Szenarien weitaus höhere Dekontaminationsfaktoren erreicht werden können.

Die Containment-Druckentlastungsventile, mit Federkraft geschlossen, sind mit einem pneumatischen Stellantrieb ausgestattet. Dieser wird mit einem ferngesteuerten 3-Wege-Magnetventil betätigt. Der pneumatische Stellantrieb wird von unabhängigen Stickstoffflaschen angespiesen, die vom Personal von Hand angeschlossen werden, wenn die Containment-Druckentlastungsventile geöffnet werden müssen. Um ein unbeabsichtigtes Öffnen der Containment-Druckentlastungsventile zu verhindern, sind die Stickstoffflaschen normalerweise nicht mit den pneumatischen Stellantrieben verbunden. Beim Ausfall der Vorsteuerventile können die Containment-Entlüftungsventile direkt geöffnet werden, indem man die Stickstoffflaschen an die Austrittsöffnungen der Vorsteuerventile anschliesst. So wird der Gasdruck direkt in den Zylinder des pneumatischen Stellantriebs geleitet, der das Containment-Druckentlastungsventil öffnet.

Falls die oben genannten Containment-Druckentlastungsventile nicht mehr dicht schliessen oder die Berstscheibe angesprochen hat, steht ein nachgeschaltetes motorbetriebenes Ventil zum Beenden des Druckabbaus und der Containment-Isolation zur Verfügung. Dieses kann auch ausserhalb des Containments von Hand geschlossen werden.

Die Stränge III und IV übernehmen die elektrische Anspeisung der Instrumentierung und Steuerung des Systems.

3.3.4.7.2 Drywell Sprüh- und Flutsystem (DSFS)

Das Drywell Sprüh- und Flutsystem wurde für die folgenden Auslegungsgrundlagen und Zielsetzungen ausgelegt:

- a) Das System soll einen Ausfall der Containment-Integrität aufgrund geschmolzener Kernmaterialien, die Containment-Barrieren angreifen (Drywell-Wand und Reaktorgebäudefundament), verhindern bzw. verzögern.
- b) Das System muss die Belastung der gefilterten Containment-Druckentlastung (CDS) reduzieren. Auf der einen Seite durch Verringerung des Aerosol- und Jodgehalts in der Primärcontainment-Atmosphäre und auf der anderen Seite durch Reduktion der Containmentdruckentlastungsvorgänge, damit ein Versagen des Primärcontainments durch Überdruck vermieden wird.
- c) Das System darf bestehende Sicherheitssysteme und den normalen Anlagenbetrieb nicht beeinträchtigen.
- d) Der Betrieb des Systems muss von fest installierten Energie- und Kühlwasserquellen der Anlage unabhängig sein.
- e) Es muss möglich sein, das System von einem Ort in der Anlage zu betreiben, der selbst während des schwersten Störfalls für Operateure zugänglich ist.

Das Drywell Sprüh- und Flutsystem besteht aus einem Sprühring im oberen Teil des unteren Plenums und zusätzlichen Wasserdüsen oberhalb der Drywellschleuse. Das DSFS wird mit einer Schlauchleitung entweder an das Löschwassersystem, das vom Hochreservoir gespeist wird, oder an eine mobile Pumpe angeschlossen. Beide Wasserbezüge benötigen keine elektrischen Anspeisungen. Die zwei Anschlussstellen befinden sich an der Aussenwand des SUSAN-Gebäudes. Die manuelle Betätigung der Isolationsventile für die Wasserversorgungsleitung des Systems sowie die Instrumentierung befinden sich im SUSAN-Interface. Die Inbetriebnahme geschieht von Hand. Dazu muss der Blindflansch entfernt werden.

Die Analyse von Störfällen mit schweren Kernschäden, die zum Versagen des Reaktordruckbehälters führen, haben gezeigt, dass das Drywell Sprüh- und Flutsystem erst drei Stunden nach Beginn des Störfalls in Betrieb genommen werden muss.

Das vom System in das obere Plenum gesprühte Wasser erzeugt einen Wassernebelvorhang über dem Drywellboden, wo sich der geschmolzene Brennstoff und weiteres geschmolzenes Material ansammeln. Die Spaltprodukte in den nicht kondensierbaren Gasen und Aerosole werden von dem eingespülten Wasser ausgewaschen. Sie werden dann mit der Containment-Druckentlastung abgeführt. Mit dem Sprühwasser werden auch die nicht kondensierbaren Gase abgekühlt.

Der Drywellboden wird durch das in das untere Plenum gesprühte Wasser und durch das von den Stellen über dem Drywellboden direkt eingespritzte Wasser geflutet. Der grosse Sumpf, in dem sich der geschmolzene Kern sowie geschmolzene Teile der Kerneinbauten und des RDB ansammeln, ist dann vollständig geflutet. So wird sichergestellt, dass das geschmolzene Material abgeschreckt wird. Ein mechanischer Geber zeigt das Wasserniveau im Drywell bis zur Kote 20.9 m (im SCR und ausserhalb des Sekundärcontainments) an.

3.3.5 Wechselstromversorgung

Das folgenden Unterkapitel enthält die Beschreibung über Aufbau und Funktion der elektrischen Anlagen des Kernkraftwerks Mühleberg (KKM).

Die nachfolgende Tabelle gibt einen Überblick über die elektrischen Systeme im KKM.

Tabelle 9: Elektrische Systeme im KKM

Elektrische Systeme	
Fremdanspeisungen (siehe auch Kapitel 3.3.5.1)	2 x 220-kV, 10 MVA
	1 x 50-kV, 15 MVA
Eigene Notstromgruppe	2 x 16-kV zu je 2 MVA (vom Wasserkraftwerk Mühleberg für Notstromversorgung des Stranges I oder II)
	1 x 1.44 MW Dieselmotor mit 1'800 kVA Generator (Strang I oder II), Notstromdiesel (siehe Kapitel 3.3.5.3) 2 x 0.635 MW Dieselmotor mit 800 kVA Generator (Stränge III und IV), SUSAN-Diesel (siehe Kapitel 3.3.5.4)
Gleichstromversorgung (siehe auch Kapitel 3.3.6)	2 x 125-V Batterien, zu je 1'200 Ah bei 10 h Entladungsdauer (Stränge 1, 2)
	2 x 110-V Batterien, zu je 1'920 Ah (min. 1'400-Ah) bei 10 h Entladungsdauer (Stränge III, IV)
	4 x 24-V Batterien, zu je 1'200 Ah bei 10 h Entladungsdauer (Stränge I und II)
	4 x 24-V Batterien, zu je 1'040 Ah bei 10 h Entladungsdauer (Stränge I und II)
	2 x +24-V Batterien, zu je 3'120 Ah (min. 2'000-Ah) bei 10 h Entladungsdauer (Stränge III und IV)
	2 x -24-V Batterien, zu je 320 Ah bei 10 h Entladungsdauer (Stränge III und IV)

Die elektrischen Anlagen des KKM sind zur Erfüllung folgender Aufgaben vorgesehen:

- Deckung des Eigenbedarfs der gesamten Kraftwerksanlage für die Betriebsfälle: Revision, Anfahren, Leistungsbetrieb und Abfahren
- Notstromversorgung der Sicherheitssysteme.

Zur Versorgung der elektrischen Anlagen sind vorhanden (siehe auch Tabelle 9):

- Die beiden Turbogeneratoren des Kraftwerks im Inselbetrieb,
- zwei Einspeisungen vom 220-kV-Netz,
- eine Einspeisung vom 50-kV-Netz,
- zwei Notstrom-Einspeisungen vom 16-kV-Netz des Wasserkraftwerkes Mühleberg, welche im Bedarfsfall die Sicherheitssysteme der Stränge I und II versorgen und
- drei Dieselgenerator-Anlagen (Notstrom- und Notstanddieselanlagen) zur Stromversorgung auf entsprechende 380-V-Schienen der Sicherheitssysteme.

Eine Notstrom-Dieselanlage versorgt die Sicherheitssysteme der Stränge I und II, während die beiden Notstand-Dieselanlagen getrennt in die Stränge III und IV einspeisen.

Diese zu einem Schutz und einem Reserveschutz zusammengefassten Schutzrelais wirken auf zwei getrennte Auslösespulen der 220-kV, 6-kV und Erregerschalter. Die beiden Auslösespulen werden von separaten, voneinander unabhängigen Steuerspannungen gespeist.

Beim Ansprechen der Blockschutzrelais werden die entsprechenden Schalter geöffnet und soweit notwendig eine Schnellumschaltung innerhalb der Eigenbedarfsversorgung angeregt.

Diese Schnellumschaltung bewirkt, dass die 6-kV-Antriebe normal weiterlaufen und die Minimalspannungsrelais der Blockschienen nicht zum Auslösen kommen.

3.3.5.1.4 Netztopologie

Abbildung 3 zeigt die Netztopologie (2008) mit den 220 kV (grün) Leitungen ab Mühleberg.

Abbildung 3: Die Netztopologie 2008 mit den 220 kV (grün) Leitungen ab Mühleberg



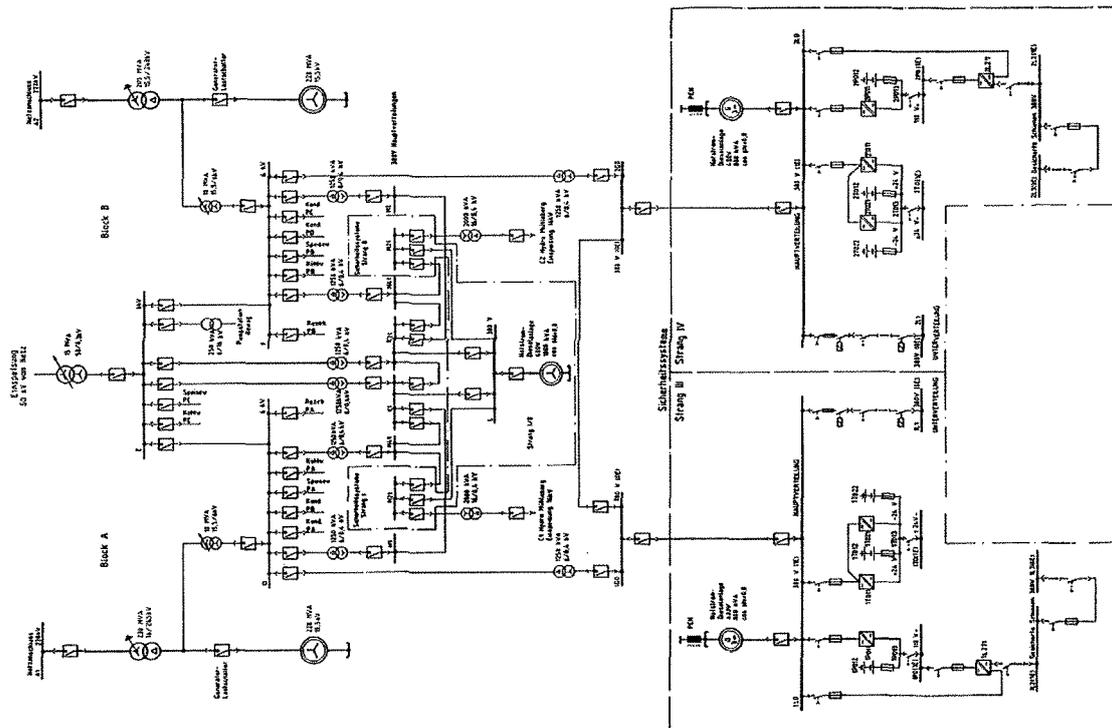
3.3.5.2 Eigenbedarfsanlage zur Versorgung der Betriebssysteme

3.3.5.2.1 Allgemeines

Die Eigenbedarfsversorgung stellt die Energie während der Jahresrevision, zum An- und Abfahren und für den Leistungsbetrieb des Kraftwerks im ungestörten Normalbetrieb der Anlage zur Verfügung.

Ihr Aufbau ist aus Abbildung 4 zu entnehmen.

Abbildung 4: Aufbau der Eigenbedarfsversorgung



Folgende Einrichtungen sind vorhanden:

- Zwei 10-MVA-Eigenbedarfstransformatoren 15.5/6-kV
- zwei 6-kV-Blockschienen D und F
- zwei 1'250-kVA-Niederspannungstransformatoren 6/0.4-kV zur Versorgung der 380-V-Hauptverteilungen H1 und M1 mit diversen Unterverteilungen
- eine Allgemeinanlage, bestehend aus:
 - einem 15-MVA-Anfahrtransformator 50/6.3-kV,
 - einer 6-kV-Anfahrtschiene E,
 - zwei 1'250-kVA-Niederspannungstransformatoren 6/0.4-kV zur Versorgung der 380-V-Hauptverteilungen K1/K21 mit diversen Unterverteilungen,
- vier 1'250-kVA-Niederspannungstransformatoren 6/0.4-kV zur Versorgung im ungestörten Normalbetrieb der Reaktorhauptverteilungen H41 und M41 (Strang I und II) und der Hauptverteilungen 1L0 und 2L0 (Strang III und IV) von den Blockschienen D und F.

3.3.5.2.2 Einspeisungen

Jede der beiden Turbogruppen in Blockschaltung ist einer eigenen Blockversorgung mit einem Eigenbedarfstransformator, einer 6-kV-Blockschiene (D bzw. F) und einem eigenen 380-V-Verteilnetz (Hauptverteilung H1 bzw. M1) zugeordnet.

Für beide Turbogruppen gemeinsam ist eine Allgemeinanlage mit einem Anfahrtransformator, einer 6-kV-Anfahrtschiene E und den beiden 380-V-Hauptverteilungen K1 und K21 vorhanden.

Die für den Eigenbedarf benötigte elektrische Energie wird über je einen Eigenbedarfstransformator gedeckt, der mit der Generatoreableitung (zwischen Lastschalter und Maschinentransformator) verbunden ist und je eine Blockschiene versorgt. Die beiden Blockschienen D und F werden somit im Normalbetrieb entweder von den Generatoren oder vom 220-kV-Netz unter Spannung gehalten.

Des Weiteren steht die Anfahrtschiene E zur Verfügung, die ihre Leistung über den Anfahrtransformator aus dem 50-kV-Netz beziehen kann. Die Blockschienen D und F können auf die Anfahrtschiene E umgeschaltet werden.

Nach einem Lastabwurf der 220-kV-Schiene bleiben Reaktor und Turbinen in Betrieb und decken den Eigenbedarf im Inselbetrieb. Damit steht eine zusätzliche Stromversorgung zur Nachzerfallwärmeabfuhr des Reaktors zur Verfügung.

Die in den Generatoreableitungen angeordneten Lastschalter dienen zum An- und Abfahren der Anlage. Damit steht das 50-kV-Allgemeinnetz (ohne Lastschalter müsste über dieses an- und abgefahren werden) bei allen Betriebsfällen für die Blockschienen D und F als echte Reserve zur Verfügung.

Die Turbinenhauptverteilungen H1 bzw. M1 werden über je einen Niederspannungstransformator von den entsprechenden Blockschienen D bzw. F eingespeist und können von Hand mit der zugehörigen Hauptverteilung K1 bzw. K21 gekuppelt werden.

Die 380-V-Hauptverteilungen K1 und K21 werden über je einen Niederspannungstransformator von der Schiene E gespeist. Sie können von Hand mit jeder anderen Schiene des zugeordneten Blockes (mit Ausnahme der Schienen H21 bzw. M21) und untereinander gekuppelt werden. Auch die Verbindungen zur Dieselschiene L müssen von Hand eingelegt werden und dienen zur Prüfung der Notstromdieselanlage.

3.3.5.2.3 Verbraucherzuordnung

Blockgebundene 6-kV-Antriebe, auch solche in 2 x 100 %-Ausführung (z.B. Kondensatpumpen), sind der jeweiligen Blockschiene zugeordnet.

Die 6-kV-Allgemeinschiene E versorgt neben dem 380-V-Allgemeinbedarf die Reserveantriebe, die bei den Blöcken gemeinsam sind (Speisewasserpumpe C und Hauptkühlwasserpumpe C).

Alle 380-V-Antriebe mit einer Leistung von mehr als 80 kW sind direkt an die Hauptverteilungen angeschlossen, ebenso alle Unterverteilungen.

Die Reaktorhilfsbetriebe sind auf beide Blockanlagen aufgeteilt.

3.3.5.2.4 Schutzeinrichtungen, Steuerspannungsversorgung

Alle 6-kV-Einspeisungen und Kupplungen werden mit Kurzschlussrelais überwacht. Die 6-kV-Motorabgänge werden auf Kurzschluss, Überstrom und Überlast kontrolliert. Die Schalterauslösungen erfolgen gestaffelt.

Alle 380-V-Einspeisungen der Hauptverteilungen werden mit Kurzschlussrelais auf der 6-kV-Seite überwacht. Die Motorabgänge werden auf Kurzschluss und Überstrom kontrolliert. Durch geeignete Auslösezeit-Staffelung wird eine selektive Abschaltung gewährleistet.

Steuerspannung für alle 6-kV und 380-V-Anlagen ist 125-V-Gleichspannung.

3.3.5.2.5 Umschaltungen

Um die Verfügbarkeit der Blockversorgung zu erhöhen, sind zwischen den 6-kV-Blockschienen D bzw. F und der allgemeinen Schiene E Schnellumschalteinrichtungen vorgesehen.

Die Anregung der Schnellumschalteinrichtung erfolgt bei Störungen entweder vom Blockschutz an den übergeordneten Einspeisungen oder durch die dreiphasige Minimalspannungsüberwachung der Blockschienen D und F bei Unterschreitung von 70 % der Nennspannung.

Die Schnellumschaltung wird durch eine elektronische Schnellumschaltung (ESUG) bewirkt, welche über die drei folgenden Umschaltstufen verfügt:

- Kurzzeitumschaltung
- Restspannungsumschaltung
- Langzeitumschaltung

Sollte durch die Schnellumschaltung die Versorgung der Blockschienen nicht wiederhergestellt sein, so werden die 6-kV-Antriebe nach 2 Sekunden Verzögerungszeit abgeschaltet. Hierdurch wird bei Spannungsrückkehr ein automatischer Wiederhochlauf dieser Antriebe mit vollem Anlaufstrom und daraus resultierend ein unzulässiger Spannungsabfall an den 6-kV-Schienen vermieden.

Ist die 220-kV-Netzeinspeisung verfügbar, dann werden die 6-kV-Schienen D bzw. F nach 3 Sekunden sowie die Schiene E nach 4 Sekunden automatisch wieder zugeschaltet.

Vorhandene 6-kV-Reserveantriebe laufen danach automatisch an, die für den weiteren Betrieb erforderlichen 6-kV-Antriebe müssen von Hand zugeschaltet werden.

Die 380-V-Hauptverteilungen werden dreiphasig spannungsabhängig überwacht. Bei Unterschreitung von 70 % der Nennspannung werden die 380-V-Motoren erst nach einer Verzögerungszeit von 5 Sekunden abgeschaltet.

Damit ist gewährleistet, dass die 380-V-Motoren auch nach der automatischen Wiedereinschaltung der 6-kV-Schienen zugeschaltet bleiben.

3.3.5.2.6 Aufbau, Anordnung

Die 6-kV-Schaltfelder stehen in einem Raum des Betriebsgebäudes auf Kote ± 0.00 m. In der einen Reihe stehen die Schalter der Schiene D, in der anderen die Schalter der Schienen E und F.

Die Steuerkabel sind von oben zugänglich in Bodenkanälen auf Kote ± 0.00 m verlegt, die Leistungskabel liegen im Kabelraum auf Kote -4.00 m. Die Kabel liegen getrennt pro Schaltfeldreihe und sind durch Brandmauern unterteilt.

Die geschotterten 380-V-Schaltfelder der Hauptverteilungen sind in einem Raum des Betriebsgebäudes auf Kote $+8.00$ m aufgestellt.

Die Steuer- und Leistungskabel sind auf zwei durch Brandmauern getrennten Kabelwegen auf Kote $+4.00$ m verlegt.

3.3.5.3 Notstromsysteme

Die elektrische Versorgung der Sicherheitssysteme der Stränge I und II bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung wird über die folgenden zwei voneinander unabhängigen Notstromspeisesysteme sichergestellt:

- Einspeisung durch mindestens einen ständig in Bereitschaft stehenden Wasserkraftgenerator (6-MW/12-MVA) im Wasserkraftwerk Mühleberg über die beiden 16-kV-Kabelverbindungen
- Einspeisung durch die kraftwerksinterne Notstromdieselanlage im Maschinenhaus ($+4.0$ m über Kraftwerksnull)

Beide Notstromsysteme versorgen die Reaktorhauptverteilungen H21 bzw. M21. Diese sind, zusammen mit den 1L0- bzw. 2L0-Hauptverteilungen der Stränge III bzw. IV unabhängige Verteilungen hoher Verfügbarkeit; an ihnen sind für die Sicherheit der Reaktoranlage notwendige Wechselstromverbraucher angeschlossen. Jede dieser beiden Reaktorhauptverteilungen hat fünf Einspeisungen. Diese werden bei Bedarf in folgender Reihenfolge automatisch zugeschaltet:

- 6-kV-Blockeinspeisung
- 16-kV-Einspeisung vom Wasserkraftwerk Mühleberg
- 6-kV-Einspeisung von der zweiten Blockanlage, jeweils über die Dieselhauptverteilung L
- 16-kV-Einspeisung über die andere Reaktorhauptverteilung
- 380-V-Einspeisung von der Notstromdieselanlage

Die ständige Betriebsbereitschaft der 16-kV-Einspeisungen vom Wasserkraftwerk Mühleberg wird durch die folgenden Massnahmen sichergestellt:

- Auf die 16-kV-Sammelschienen des Wasserkraftwerkes, von denen die beiden Kabelverbindungen zum KKM abgehen, speist immer mindestens ein Wasserkraftgenerator ein.
- Der entsprechende Wasserkraftgenerator wird mit einer Öffnungsbegrenzung von 52 % betrieben. Das entspricht einer Leistung von 4 MW. Damit wird bei Netzstörungen mit Lastabwurf ein Hochlaufen auf unzulässige Überfrequenz verhindert.
- Die 16-kV-Schalter im Wasserkraftwerk Mühleberg sind ständig eingelegt.

Die Generatorleistung der Notstromdieselanlage beträgt 1'800 kVA bei einem Leistungsfaktor von 0.8 und einer Drehzahl von 1'500 min⁻¹.

Der Generator ist so dimensioniert, dass er alle nach einem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung automatisch anlaufenden oder von Hand eingeschalteten, unbedingt notwendigen Verbraucher sicher versorgen kann. Der Notstromdiesel hat eine Brennstoffreserve für einen Betrieb von mindestens 24 Stunden (siehe auch 3.3.5.3.1).

Der Start der Notstromdieselanlage erfolgt automatisch bei Ausfall der Spannung an den Reaktorhauptverteilungen H21 oder H41 bzw. M21 oder M41 mit einem unabhängigen Druckluftsystem und wird bei Störungen bis zu dreimal wiederholt. Nach einer Hochlaufzeit von ca. 20 Sekunden können die Verbraucher aufgeschaltet werden. Unabhängig von der Spannung an den Reaktorhauptverteilungen wird die Notstromdieselanlage bei Drywelldruck max. oder Reaktorniveau tief oder bei Ausfall beider 16-kV-Einspeisungen gestartet.

Das Kühlwasser der Notstromdieselanlage ist luftgekühlt.

An weiteren Hilfsenergien werden benötigt:

- 24-V-Gleichstromversorgung ab Hauptverteilung T01 oder T41
- 1 Anspeisung vom Wechselrichter der sicheren Schiene 2

Die Sequenz der Zuschaltungen der 16-kV-Einspeisungen und/oder der Notstromdieselanlage läuft wie folgt ab:

Nachdem die Spannung an einer der Reaktorhauptverteilungen H21/41 oder M21/41 auf 70 % ihres Nennwertes abgefallen ist, wird nach 7 Sekunden automatisch auf die entsprechende 16-kV-Einspeisung umgeschaltet. Die Notstromdieselanlage wird unverzüglich nach $U \leq 70 \% U_N$ gestartet. Ist ein 16-kV-Einspeisungskabel gestört, wird die Hauptverteilung (H oder M) über die Dieselschiene L auf die andere Reaktorhauptverteilung (M oder H) durchgeschaltet, die ihrerseits von zwei Seiten her eingespeist sein kann: entweder von der zugehörigen Blockschiene oder von der zweiten 16-kV-Einspeisung.

Sollte diese Durchschaltung nicht zustande kommen, oder ist keine der beiden 16-kV-Spannungen verfügbar, wird spätestens 20 Sekunden nach Erreichen von 70 % U_N die Notstromdieselanlage über die Schiene L zugeschaltet. In diesem Fall speist der Notstromdiesel nur die Schienen H21 und M21.

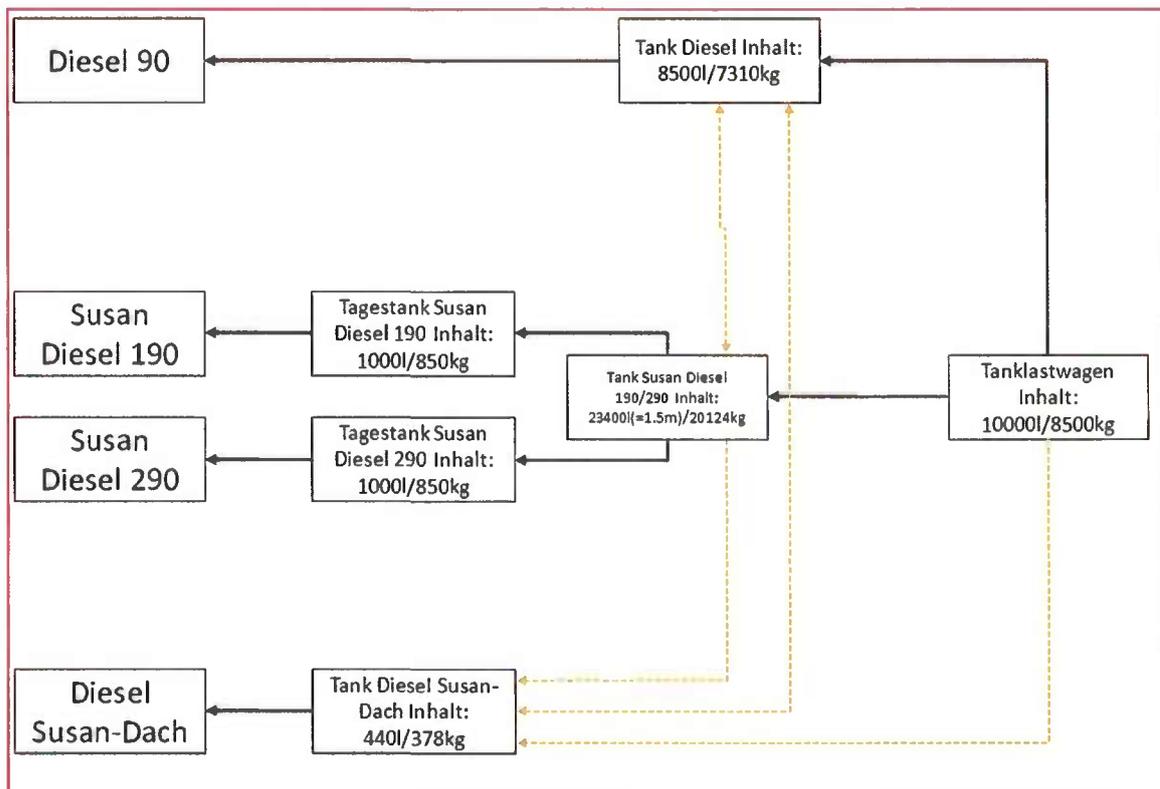
Diesel- und 16-kV-Einspeisungen sind, um fehlerhafte Netz-Zusammenschaltungen zu vermeiden, gegeneinander elektrisch verriegelt. Es ist jedoch möglich, nach Aufhebung der Verriegelungsbedingungen eine der beiden 16-kV-Einspeisungen von Hand durch die Notstromdieseleinspeisung zu ersetzen.

3.3.5.3.1 Diesellaufzeiten

Die zwei Notstrom-Einspeisungen vom 16-kV-Netz des Wasserkraftwerkes Mühleberg, welche im Bedarfsfall die Sicherheitssysteme der Stränge I und II versorgen, stehen ohne zeitliche Begrenzung zur Verfügung, solange das Wasserkraftwerk Mühleberg in Betrieb ist. Diese Einspeisungen können vollständig vom Netz getrennt werden, um zu verhindern, dass eine Netzstörung zum Ausfall dieser Einspeisung führt.

Die Dauer der Verfügbarkeit der Notstromdiesel (Diesel 90) hängt grundsätzlich von der Dieselbelastung, dem verfügbaren Kraftstoffvorrat respektive der Nachfüllmöglichkeiten ab. Abbildung 5 zeigt eine Zusammenstellung der im KKM vorhandenen Notstrom- und Notstanddieselanlagen und der entsprechenden Tankinhalte.

Abbildung 5: Schematische Darstellung der Dieselerversorgung



Bei einem vollständigen Verlust der Stromzufuhr zum KKM sind folgende Betriebsweisen und entspr. Laufzeiten der Dieselaggregate möglich:

Betriebsweise „1“

- Nachzerfallswärmeabfuhr und Haltung des Reaktorwasserniveaus mit dem Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS) sowie der Betrieb des Hilfskühlwassersystems durch den Notstromdiesel mit einer Belastung von 75 % Leistung (1'000 kW elektrisch)
- SUSAN-Notstandssystem ist betriebsbereit → SUSAN-Diesel decken den Eigenbedarf sowie den Bedarf für Licht und Steuerung inklusive dem Laden der Batterien in den SUSAN-Divisionen III/IV ab (Belastung 10 % Leistung (60 kW elektrisch)
- Der Diesel auf dem Dach des SUSAN-Notstandsgebäudes wird nicht benötigt

In dieser Betriebsweise ist die Laufzeit aufgrund der vorhandenen Tankreserven wie folgt begrenzt:

- Laufzeit ohne Tankwagenreserve: 93 h
- Laufzeit mit Tankwagenreserve: 121 h

Betriebsweise „2“^{1,2}

- Nachzerfallswärmeabfuhr und Haltung des Reaktorwasserniveaus mit dem Toruskühlsystem (TCS), den Druckentlastungsventilen (PRV) sowie dem Alternativen Niederdruckeinspeisensystem (ALPS) durch eine der beiden SUSAN-Divisionen mit einer Belastung von 50 % Leistung (300 kW elektrisch).
- SUSAN-Notstandssystem ist betriebsbereit → SUSAN-Diesel deckt den Eigenbedarf sowie den Bedarf für Licht und Steuerung inklusive dem Laden der Batterien in der SUSAN-Division ab. Belastung 10 % Leistung (60 kW elektrisch).
- Der Notstromdiesel deckt den Eigenbedarf, sowie den Bedarf für Licht, Steuerung und das Laden der Batterien ab. Belastung 15 % (200 kW elektrisch).
- Der Diesel auf dem Dach des SUSAN-Notstandsgebäude wird nicht benötigt.

In dieser Betriebsweise ist die Laufzeit aufgrund der vorhandenen Tankreserven wie folgt begrenzt:

- Laufzeit ohne Tankwagenreserve: 158 h
- Laufzeit mit Tankwagenreserve: 231 h

Betriebsweise „3“

- Nachzerfallswärmeabfuhr und Haltung des Reaktorwasserniveaus mit dem Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS) sowie der Betrieb des Hilfskühlwassersystems durch den Notstromdiesel mit einer Belastung von 75 % Leistung.
- SUSAN-Notstandssystem ist betriebsbereit → SUSAN-Diesel decken den Eigenbedarf sowie den Bedarf für Licht und Steuerung in den SUSAN-Divisionen ab. Belastung 10 % (60 kW elektrisch).
- Der Diesel auf dem Dach des SUSAN-Notstandsgebäudes deckt den Strombedarf der Batterien beider SUSAN-Divisionen. Belastung 75 % (= 150 kW elektrisch).

In dieser Betriebsweise ist die Laufzeit aufgrund der vorhandenen Tankreserven wie folgt begrenzt:

- Laufzeit ohne Tankwagenreserve: 100 h

¹ In der Betriebsweise 2 deckt eine SUSAN-Division die Stromversorgung für die gesamte Nachzerfallswärmeabfuhr. Falls der Notstromdiesel, welcher in der Betriebsweise 2 nicht zur Abfuhr der Nachwärme verwendet wird, nicht zur Verfügung steht, kann daher von ähnlichen Diesellaufzeiten ausgegangen werden.

² Die hier angegebenen Diesellaufzeiten unter Laufzeit ohne Tankwagenreserve gehen konservativer Weise davon aus, dass die Dieseltanks im Anforderungsfall nicht vollständig gefüllt sind. Es wird angenommen, dass die Tanks genau so weit gefüllt sind, dass gemäss den internen Vorschriften noch keine Nachbetankung der Dieseltanks stattgefunden hat. Im SUSAN-Dieseltank macht dies eine Differenz von ~0.35 m im Tankniveau aus.

- Laufzeit mit Tankwagenreserve: 130 h

Betriebsweise „4“

- Der Diesel auf dem Dach des SUSAN-Notstandsgebäudes deckt den Strombedarf der Batterien beider SUSAN-Divisionen. Belastung 75 % (= 150 kW elektrisch).

In dieser Betriebsweise ist die Laufzeit aufgrund der vorhandenen Tankreserven wie folgt begrenzt:

- Laufzeit ohne Tankwagenreserve: 1'040 h
- Laufzeit mit Tankwagenreserve: 1'343 h

3.3.5.3.2 Vorkehrungen zur Verlängerung der Diesellaufzeiten und externe Einsatzmittel zur Notstromversorgung

Die im KKM vorhandenen Dieselaggregate verfügen über genügend Treibstoff für einen autarken Betrieb der Notstromaggregate von mehr als 72 Stunden. Darüber hinaus sind am Standort folgende Vorkehrungen und externen Einsatzmittel vorhanden bzw. können im Bedarfsfall angefordert werden, um die Verfügbarkeit der Notstromaggregate zu verlängern oder diese zu ersetzen:

- Am Standort KKM ist ein Tankfahrzeug vorhanden, welches ca. 10'000 l Dieseltreibstoff zur Nachbetankung der Notstromdiesel enthält. Dieses kann innerhalb kurzer Zeit die Dieselanlage über Einfüllstutzen betanken. Damit kann die Verfügbarkeit der Notstromdiesel verlängert werden, sofern das Tankfahrzeug den Standort noch befahren kann (der Standort kann mit dem Tankfahrzeug auch bei einer geringfügigen Überflutung des Areals noch befahren werden). Die entsprechenden Laufzeiten der Dieselanlage unter der Annahme, dass diese durch das Tankfahrzeug nachbetankt werden können, sind für die Betriebszustände 1-4 ebenfalls oben angegeben.
- Weiter kann vom SUSAN-Dieseltank Brennstoff zum Notstromdiesel gebracht werden, ohne dass der geschützte Bereich des Kraftwerks verlassen werden muss. Die dazu notwendige Schritte sind in einer KKM-internen Vorschrift festgehalten. Damit kann die Laufzeit des Notstromdiesels verlängert werden.
- Seit dem 30.5.2011 kann zudem auf die Einsatzmittel im externen Notfalllager zugegriffen werden, siehe Kap. 9.1.6.1.
- Weiter stehen in unmittelbarer Kraftwerksnähe mehrere Lager zur Verfügung, siehe Kap. 9.1.5.3.

3.3.5.4 Diversitäre permanent installierte Notstandssysteme

Die elektrischen Einrichtungen der Sicherheitssysteme der Stränge III und IV sind zur Erzeugung und Verteilung der elektrischen Energie für das Abfahren des Reaktors und für die Nachzerfallswärmeabfuhr im Stillstand der Anlage vorgesehen, wenn diese Aufgaben von den normalen Versorgungseinrichtungen nicht mehr erfüllt werden können. Sie sind, ausgenommen im Revisionsfall, immer betriebsbereit.

In Übereinstimmung mit dem verfahrenstechnischen Konzept sind die elektrischen Einrichtungen 2-strängig aufgebaut und von den sonstigen elektrischen Versorgungseinrichtungen funktionell unabhängig. Sie sind im 1E-Bereich räumlich voneinander und von den Strängen I und II getrennt.

Pro Strang ist je eine Notstanddieselanlage (800-kVA, 0,4-kV) zur Versorgung der Sicherheitssysteme der Stränge III und IV im Fall einer Nichtverfügbarkeit der normalen Eigenbedarfsversorgung (Einspeisung von der zugeordneten 6-kV Blockanlage) vorhanden.

Die zur Erzeugung und Verteilung der elektrischen Energie notwendigen Einrichtungen sind im SUSAN-Gebäude untergebracht.

Die Notstanddieselanlagen inklusive Tagestank sind redundant, räumlich getrennt und gegen Einwirkungen von aussen geschützt aufgebaut. Sie sind voneinander funktionell unabhängig. Die Tagestanks werden aus einem gemeinsamen, geschützt aufgestellten Vorratstank nachgespeist.

Die Notstanddieselaggregate werden durch folgende Kriterien automatisch gestartet:

Fall 1

- Reaktordruckbehälter-Kühlmittelstand tief (Niveau 2)

oder

- Torus-Wassertemperatur hoch

Vorsorglicher Dieselstart mit anschliessendem Leerlaufbetrieb. Die eigentliche Netzumschaltung und die gestaffelte Zuschaltung der Verbrauchergruppen erfolgen erst beim Signal "Unterspannung Notstromschaltanlage".

Fall 2

- Unterspannung Notstromschaltanlage 1L0/2L0

Zur Aufrechterhaltung der elektrischen Energieversorgung wird bei Unterspannung an einer Notstromschaltanlage das zugehörige Dieselaggregat gestartet und die Netzumschaltung vorgenommen.

Im Normalbetrieb des Kraftwerks verharren die Notstanddieselanlagen im Bereitschaftszustand, d.h. alle für einen sicheren Start und Betrieb wichtigen Kriterien werden überwacht. Die Generatorschalter sind geöffnet. Die Notstromschaltanlagen 1L0 und 2L0 werden über je zwei Kuppelschalter vom vorhandenen elektrischen Eigenbedarf versorgt.

Um die Startsicherheit zu erhöhen, wird das Kühlwasser der Dieselmotoren ständig vorgewärmt.

Bei einem Störfall haben die Signale, die die für den Dieselbetrieb erforderlichen Hilfssysteme automatisch steuern, Priorität gegenüber manueller Ansteuerung.

Die Trennung vom Eigenbedarfsnetz, d.h. das Öffnen einer der beiden Kuppelschalter jeweils eines Stranges sowie das Schliessen der Generatorschalter und die gestaffelte Zuschaltung der Verbrauchergruppen erfolgen automatisch.

Sind die Anforderungskriterien nicht mehr vorhanden, wird das manuelle Stillsetzen der Dieselanlagen eingeleitet.

Die Rückschaltung der Verbraucher erfolgt unterbrechungslos, indem das Notstromnetz mit dem vorhandenen Netz synchronisiert und mit den Einspeiseschaltern parallel geschaltet wird.

Danach wird manuell der Generatorschalter geöffnet und die Dieselanlage verzögert stillgesetzt.

Tritt während dieser Rückschalt- bzw. Abstellphase ein erneuter Anforderungsfall ein, so erfolgen der erneute Start der Dieselanlage automatisch und vorrangig.

3.3.5.4.1 Diesellaufzeiten

Die Angaben zu den Diesellaufzeiten und den Möglichkeiten die Laufzeiten zu verlängern kann dem entsprechenden Unterkapitel 3.3.5.3.1 „Diesellaufzeiten“ entnommen werden.

3.3.5.5 Andere Notstromquellen zur Beherrschung von schweren Störfällen

Als alternative Notstromquelle steht im KKM ein zusätzliches Dieselaggregat, überflutungs- und erdbebensicher gelagert, auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes zur Verfügung. Mit Hilfe dieses Dieselaggregats können die in der Anlage vorhandenen Batterien in den SUSAN-Divisionen wieder aufgeladen werden. Damit kann die Verfügbarkeit der SUSAN-Batterien bzw. deren Laufzeit (siehe Kapitel 3.3.6) verlängert werden. Aufgrund der normalen Laufzeit der SUSAN-Batterien (~14 Stunden) steht genügend Zeit zur Verfügung, um die alternative Bespeisung bzw. das Wiederaufladen der Batterien mit Hilfe des Diesels auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes einzurichten.

Angaben zur Laufzeit des Dieselmotors auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes können dem Unterkapitel 3.3.5.3.1 „Diesellaufzeiten“ (Betriebsweise 4) entnommen werden.

Weiter stehen Einsatzmittel aus einem Lager in Standortnähe und dem externen Notfalllager in Reitnau zur Verfügung um eine alternative Notstromversorgung einzurichten (siehe auch Kapitel 9.1.5 und 9.1.6).

Im KKM ist dabei vorgesehen, die Notstromdieselaggregate aus dem externen Lager in Reitnau in unmittelbarer Umgebung des Notstandsgebäudes SUSAN aufzustellen. Das Gelände ist mit dem Helikopter gut zugänglich. Für das KKM wird für die Speisung der Verbraucher im Notstand ein 500 kVA oder ein 167 kVA Notstromaggregat aus dem externen Lager in Reitnau eingesetzt. Die Einspeisung der Leistung wird über von aussen am SUSAN-Gebäude angebrachte, spezielle Elektroklemmschränke ausgeführt.

3.3.6 Batterien für die Gleichstromversorgung

3.3.6.1 Gleichstromversorgung der Sicherheitssysteme der Stränge I und II

3.3.6.1.1 125-V-Gleichstromversorgung

Die 125-V-Gleichstromversorgung besteht pro Strang aus Gleichrichtern, Batterien, Schaltanlagen und den verbindenden Kabeln und versorgt nachstehende Verbraucher unterbrechungsfrei:

- Dichtölpumpe für den Hauptgenerator
- Turbinennotölpumpe
- Sichere Schiene
- Statische Wechselrichter
- Notbeleuchtung
- Stellantriebe
- Steuerspannung für Schaltanlagen.

Die Hauptverteilungen P1 und P21 werden von den Gleichrichtern bzw. den dazu parallel geschalteten Batterien angespeist. Bei vorhandenem 380-V-Netz versorgen die 125-V-Gleichrichter die 125-V-Verbraucher. Gleichzeitig liefern sie den Ladestrom bzw. Ladungserhaltestrom für die zugehörigen Batterien.

Bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung übernehmen die beiden 125-V-Batterien unterbrechungsfrei bis zur Spannungsrückkehr die Weiterversorgung der Verbraucher.

Die beiden Bleibatterien mit Doppelröhrchenplatten haben folgende technische Daten:

- Zellenzahl 62
- Spannung 125-V
- Kapazität 1'200-Ah bei 10-stündiger Entladung.

Jede Batterie ist in der Lage, den gesamten Gleichstrombedarf, ohne nachgeladen zu werden, etwa 4 Stunden zu decken.

Die Spannung der Schienen wird mit Minimalspannungsrelais, die bei 85 % U_N ansprechen, überwacht. Umschaltungen müssen jedoch von Hand vorgenommen werden.

Die beiden Schaltanlagen (Hauptverteilungen), Gleichrichter bzw. Ladegeräte und statische Wechselrichter sind im Betriebsgebäude auf Kote + 4.00 m für jeden Strang und von den Batterien räumlich getrennt aufgestellt. Die Verbindungen zwischen den einzelnen Komponenten bestehen aus halogenarmen, qualifizierten Kabeln. Die Leistungskabel laufen auf zwei durch erdbebensichere Brandschutzmauern getrennten Kabelwege.

3.3.6.1.2 24-V-Gleichstromversorgung

Die 24-V-Gleichstromversorgung besteht aus Gleichrichtern, Batterien, Schaltanlagen und den verbindenden Kabeln.

Die folgenden vier unabhängigen 24-V-Gleichstromversorgungssysteme sind je für Strang I und II installiert:

- Dekontic-Steuerungen
- Messung, d.h. zur Versorgung der Instrumentierung
- Elektronikbaugruppen der Reaktorschutz- und Isolationssysteme, nukleare Instrumentierung (PRNM)
- Leittechnik-Einrichtungen der Stränge III und IV, die sich im Haupt-Kommandoraum befinden, und Elektronikbaugruppen für Reaktorschutz- und Isolationssysteme, die nukleare Instrumentierung (PRNM), sowie die Speisewasserregelung

Die Einrichtungen der 24-V-Gleichstromsysteme sind separat nach Strängen in Räumen des Betriebsgebäudes auf Kote +8.00 m untergebracht.

Die Ladegleichrichter sind an die 380-V-Hauptverteilungen H21 (Strang I) und M21 (Strang II) angeschlossen. Jeder Ladegleichrichter ist in der Lage, die Batterien nach einer Vollentladung innerhalb 24 Stunden zu 85 % wieder aufzuladen. Eine Strombegrenzung schützt den Gleichrichter vor Überlastung. Zwischen den Strängen bestehen Querverbindungen, die im Bedarfsfalle eingelegt werden können. Die Kabel der Stränge I und II sind in separierten Kabelkanälen verlegt.

3.3.6.2 Gleichstromversorgung der Sicherheitssysteme der Stränge III und IV (SUSAN)

Im SUSAN-Gebäude sind zudem folgende Batterien bzw. Gleichstromanlagen vorhanden, welche durch das auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes überflutungs- und erdbebensicher gelagerte Dieselaggregat wieder aufgeladen werden können:

- Gleichstromanlage 110-V
- Gleichstromanlage ± 24 -V

Die 110-V-Gleichstromschaltanlagen 1P0/2P0 versorgen unterbrechungsfrei nachstehende Verbrauchergruppen:

- Drehstromwechselrichter
- Magnetventile
- Fluchtwegbeleuchtung
- Steuerspannung für Schaltanlagen und Geräte

Die Schaltanlagen 1P0/2P0 werden über die separat aufgebauten Batterie-Einspeiseschränke aus den Gleichrichtern bzw. den dazu parallel geschalteten Batterien eingespeist.

Die 110-V-Gleichrichter versorgen bei vorhandenem 380-V-Netz (Schaltanlagen 1L0/2L0) die 110-V-Verbraucher. Gleichzeitig liefern sie den Ladestrom bzw. Ladungserhaltstrom für die zugehörigen Batterien.

Die Batterie-Einspeiseschränke, die Gleichrichter und die Schaltanlagen sind nebeneinander angeordnet.

Die ± 24 -V-Schaltanlagen 1T0/2T0 versorgen unterbrechungslos nachstehende Verbrauchergruppen:

- Leittechniksschränke
- Hilfsantriebe Diesellaggregate
- Meldespannungsversorgung und Hilfsspannungsversorgung von Schaltanlagen und Geräten

Die Schaltanlagen 1T0/2T0 werden über die separat aufgebauten Batterie-Einspeiseschränke aus den Plusgleichrichtern und den Minusgleichrichtern sowie den Plusbatterien und den Minusbatterien eingespeist.

Die Plus-24-V-Gleichrichter sowie die Minus 24-V-Gleichrichter versorgen bei vorhandenem 380-V-Netz (Schaltanlagen 1L0/2L0) die 24-V-Verbraucher.

Gleichzeitig liefern sie den Ladestrom bzw. Ladungserhaltestrom für die zugehörigen Batterien.

Die Batterie-Einspeiseschränke, die Gleichrichter und die Schaltanlagen sind nebeneinander angeordnet.

Um zu vermeiden, dass bei Handladung der Batterien bis 2.7-V/Zelle die Verbraucher mit einer unzulässigen Spannung beaufschlagt werden, wird der Betriebsarten-Wahlschalter der Gleichrichter mit den Einspeiseschaltern der Gleichstromschaltanlage verriegelt.

Die Batterien liefern bei Ausfall der 380-V-Schaltanlagen 1L0/2L0 über die Batterie-Einspeiseschränke die elektrische Energie für die Gleichstromschaltanlagen. Bei vorhandenem 380-V-Netz werden die Batterien über die parallel geschalteten Gleichrichter im Ladungserhaltebetrieb betrieben.

3.3.6.2.1 110 V Batterien

In [4] ist folgendes für die Entladezeiten der 110-V SUSAN-Batterien im Anforderungsfall (mit Betrieb des RCIC Systems) festgehalten.

SUSAN A:

Batteriestrom im SUSAN-Anforderungsfall: 105-A

SUSAN B:

Batteriestrom im SUSAN-Anforderungsfall: 103-A

Folgerung

Unter Berücksichtigung der Alterung der Batterie (80 % der Nennkapazität) ergibt sich bei einer Nennkapazität von 1920 Ah und einer konservativen Annahme von 110-A Batteriestrom eine Entladezeit von 14 Std.

3.3.6.2.2 24V –Batterien

Für die Entladezeit der 24V SUSAN-Batterien im Anforderungsfall ist in [4] folgendes festgehalten.

+24V-Batterie

Stromverbrauch im Anforderungsfall: 150-A

Unter Berücksichtigung der Alterung der Batterie (80 % der Nennkapazität) ergibt sich bei einer Nennkapazität von 3120 Ah eine Entladezeit von 16.6 Std.

-24V- Batterie

Stromverbrauch im Anforderungsfall: 8-A

Unter Berücksichtigung der Alterung der Batterie (80 % der Nennkapazität) ergibt sich bei einer Nennkapazität von 320 Ah eine Entladezeit von 32 Std.

3.4 Signifikante Unterschiede zwischen Blöcken

Dieses Thema trifft auf das KKM als Einzelblockanlage nicht zu.

3.5 Umfang und Hauptergebnisse der anlagenspezifischen probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA)

Entsprechend den gesetzlichen und regulatorischen Anforderungen in der Schweiz verfügt das KKM über eine umfassende probabilistische Sicherheitsanalyse, welche eine detaillierte Risikobeurteilung für alle Anlagezustände (Volllastbetrieb, Schwachlastbetrieb, Stillstand inkl. Brennelementwechsel) beinhaltet. Dabei werden interne Ereignisse, interne systemübergreifende Ereignisse und Ereignisse mit Ursprung ausserhalb der Anlage betrachtet und quantifiziert.

Die Stufe 1-PSA [6] 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 einerseits auf einer umfassenden Identifikation von möglichen auslösenden Ereignissen sowie auf einer detaillierten Modellierung und Bewertung des Anlageverhaltens. Dazu gehören eine systematische Zuverlässigkeitsdatenauswertung, Studium und Bewertung des Verhaltens der Operateure, thermohydraulische Analysen sowie eine detaillierte Auswertung möglicher Abhängigkeiten.

Gemäss den Anforderungen der ENSI-Richtlinie A05 [5] beträgt die Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency - CDF) des KKM für die Betriebsart 1 (Volllastbetrieb) $1.85E-05$ /Jahr. Die CDF charakterisiert das Risiko einer signifikanten Beschädigung des Reaktorkerns. Die einzelnen Ereigniskategorien tragen wie folgt zur CDF bei:

Tabelle 10: Resultate der KKM Stufe 1-PSA für die Betriebsart „Volllast“

Gruppe	Initiating Event Kategorie	CDF [yr^{-1}]	% CDF
	LOCA	6.86E-07	2.59
	Transienten	2.77E-07	1.05
Interne Ereignisse (total)		9.63E-07	3.63
	Interne Überflutung	4.51E-08 ¹	0.17
	Brand	5.38E-06	20.30
Interne systemübergreifende Ereignisse (total)		5.43E-06	20.47
	Erdbeben	1.570E-05 ²	59.25
	Externe Überflutung	4.36E-06 ¹	16.45
	Extreme Winde und Tornados	3.33E-08	0.13
	Flugzeugabsturz	1.69E-08	0.06
Externe Ereignisse (total)		1.22E-05	75.89
CDF (Gesamttotal)		2.65E-05	100.00

¹ Aufgrund neuer Erkenntnisse, die teilweise zu Nachrüstungen geführt haben, wurde die CDF für die interne und externe Überflutung neu berechnet. Diese CDFs weichen folglich von den in [15] dokumentierten ab.

² Das Resultat gibt den aktuellsten Stand unter Berücksichtigung der Erdbebenanalysen weiterer SSC nach Einreichung [15] wieder.

Für die Betriebszustände Schwachlastbetrieb und Stillstand (inkl. BE-Wechsel) ist gemäss ENSI-A05 eine Brennstoffschadenshäufigkeit zu ermitteln. Die Fuel Damage Frequency (FDF) charakterisiert das Risiko einer signifikanten Brennstoffbeschädigung unabhängig davon, ob sich der Brennstoff im Reaktor oder im Lagerbecken befindet.

Die Brennstoffschadenshäufigkeit für das KKM beträgt $7.34E-06$ /Jahr und lässt sich wie folgt aufschlüsseln:

Tabelle 11: Resultate der KKM Stufe 1-PSA für die Betriebszustände Schwachlast und Stillstand

Group	Initiating Event Kategorie	FDF [yr^{-1}]	% FDF
	LOCA	8.65E-07	12.09
	Transienten	5.31E-07	7.23
Interne Ereignisse (total)		1.40E-06	19.07
	Interne Überflutung	2.19E-07	2.98
	Brand	2.36E-06 ¹	32.14
Interne systemübergreifende Ereignisse (total)		2.58E-06	35.13
	Erdbeben	3.30E-06 ²	44.95
	Externe Überflutung	5.36E-08	0.73
	Extreme Winde und Tornados	6.87E-09	0.09
	Flugzeugabsturz	2.56E-09	0.03
Externe Ereignisse (total)		3.36E-06	45.81
FDF (Gesamttotal)		7.34E-06	100.00

1 Resultat aus der im Juni 2011 eingereichten Brand PSA für Schwachlastbetrieb und Stillstand.

2 Resultat aus der im Juni 2011 eingereichten Erdbeben PSA für Schwachlastbetrieb und Stillstand.

Die Resultate der gesamten Stillstand-PSA sind vorläufig und werden aktuell umfassend überarbeitet. Die angegebenen Werte für die CDF und die FDF entsprechen aber dem Stand per 30.6.2011.

Im Rahmen dieses Stresstests wird für die Erdbeben-PSA eine Sensitivitätsanalyse durchgeführt und die Erdbeben-CDF für die H2-Gefährdung und die H3-Gefährdung gegenübergestellt. Dabei ist zu beachten, dass die Erdbebenfragilität der Gebäude, Systeme und Komponenten für die H3-Gefährdung angepasst und für die H2-Berechnung nicht angepasst worden sind. Die Resultate lauten wie folgt:

Tabelle 12: Sensitivität der Erdbeben-CDF und -FDF bezüglich der Gefährdung

Erdbeben-CDF mit H3	Erdbeben-CDF mit H2	Erdbeben-FDF mit H3	Erdbeben-FDF mit H2
1.20E-05 [/Jahr]	9.18E-08 [/Jahr]	3.30E-06 [/Jahr]	1.97E-07 [/Jahr]

Entsprechend der ENSI-Richtlinie A05 hat das KKM eine umfassende Stufe 2-PSA [7] erstellt, welche auf der Stufe 1-PSA aufbaut und die Weiterentwicklung der Anlageschadenszustände bis zur Freisetzung von radioaktiven Stoffen modelliert und sicherheitstechnisch bewertet.

Für Risikokenngrößen einer Stufe 2-PSA gibt die IAEA Empfehlungen ab: Die Large Early Release Frequency (LERF), die Häufigkeit einer raschen und grossen Freisetzung von Radionukliden sollte den Wert von 1.0E-05/Jahr nicht überschreiten [8], [9]. Dank dem robusten Containment, den nachgerüsteten Systemen zur Bewältigung von auslegungsüberschreitenden Störfällen sowie einem umfassenden Severe Accident Management Guidance (SAMG) wird der empfohlene Richtwert der IAEA bezüglich LERF sowohl im Vollastbetrieb wie auch für die anderen Betriebszustände im KKM deutlich unterschritten.

3.6 Qualitätsmanagement im KKM

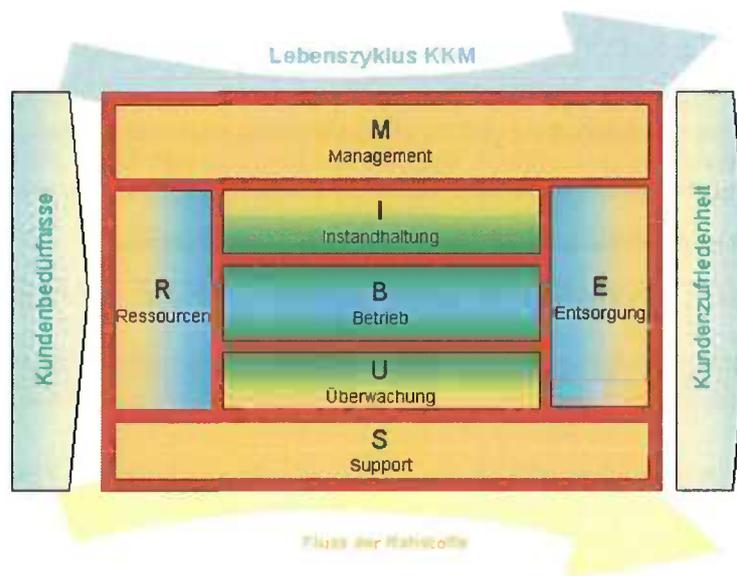
Im KKM ist (wie dies vom Gesetzgeber verlangt wird, siehe Kernenergiegesetz Art. 22 und Kernenergieverordnung Art. 31) ein Qualitätsmanagementsystem (QM)³ in Kraft mit folgenden Hauptmerkmalen:

- Es enthält die Abläufe/Prozesse aller betrieblichen Tätigkeiten, insbesondere wenn diese für die nukleare Sicherheit bedeutsam sind.
- Für diese Prozesse sind eindeutige Zuordnungen der Verantwortlichkeiten und der Kompetenzen in der Organisation beschrieben.
- Die sicherheits- und sicherungsrelevanten Aufgaben sind so erfasst, dass sie systematisch geplant, durchgeführt, kontrolliert, dokumentiert, intern und extern periodisch überprüft und angepasst werden können.
- Es entspricht dem Stand der nuklearen Sicherheits- und der Sicherungstechnik.

Das QM trägt den Aspekten Sicherheit, Sicherung, Arbeitsschutz, Unfallverhütung und Gesundheitsschutz sowie Umweltaspekten Rechnung: Der Begriff „Qualität“ ist dabei als umfassend zu verstehen und schließt insbesondere auch die Güte von Sicherheitskultur, Umwelleistung und Arbeitsschutz ein. Die Sicherheitskultur bildet ein wichtiges Element des Qualitätsmanagements.

Das Qualitätsmanagement des KKM umfasst grundsätzlich alle im Betrieb ablaufenden Tätigkeiten und ordnet sie in eine „Prozesslandschaft“ ein:

Abbildung 6: Überblick der Prozessgruppen des KKM-Qualitätsmanagementsystems



Die Zuordnung der Geschäftsprozesse zu den sieben Prozessgruppen ergibt sich wie folgt aus den Geschäftstätigkeiten im KKM:

- M Die übergeordneten Prozesse in der Prozessgruppe Management regeln das Zusammenwirken der Prozesse und stellen den Einsatz geeigneter Mittel zu deren Realisierung sicher.
- B Der Betrieb ist die zentrale Prozessgruppe zur Produktion elektrischer Energie unter Gewährleistung der Sicherheit.
- I Die Instandhaltung, zu der nebst elektrischer und mechanischer auch die bauliche Instandhaltung gehört sowie
- U die Überwachung, sind die Prozessgruppen, mit welchen die Voraussetzungen für den sicheren, zuverlässigen, umweltschonenden und wirtschaftlichen Betrieb geschaffen werden.

³ In der Nukleartechnik wird meist die Bezeichnung "Qualitätssicherungsprogramm" ("Quality Assurance Programme") verwendet; dieser Begriff ist gleichbedeutend mit dem Begriff "Quality Management System".

- R Die Prozessgruppe Ressourcen gewährleistet, dass die Verfügbarkeit von Brennstoff und Materialien den Anforderungen entsprechend sichergestellt ist.
- E Die Prozessgruppe Entsorgung stellt sicher, dass Abfälle jeglicher Art gesetzeskonform und umweltgerecht behandelt und ggf. gelagert werden. Zudem ist beschrieben, welche Vorkehrungen für den späteren Rückbau des KKM getroffen werden.
- S Die Prozessgruppe Support wirkt unterstützend und integrierend. Sie bildet eine wichtige Grundlage für das wirtschaftliche Abwickeln der Tätigkeiten im KKM.

Die für die Konformität mit der Auslegung relevanten Prozesse wie z.B. Wartung und Instandhaltung, Prüfungen und Kontrollen sind in den Prozessgruppen „Instandhaltung“ und „Überwachung“ eingeordnet.

In den Instandhaltungsprozessen sind Ingenieuraufgaben und Inspektionen in den Gebieten der Maschinen-, Bau- und Elektrotechnik geregelt. Teilprozesse umfassen Planung und Koordination, Alterungsüberwachung, Erneuerung und Erweiterung der technischen Ausrüstungen des Kraftwerks, Analysen, zerstörungsfreie Prüfungen und die Durchführung der Instandhaltungsarbeiten. Die Überwachungsprozesse regeln Immissions- und Emissionsüberwachung, Dosimetrie, Gefahrgut, BE-Handhabung, Kreislaufüberwachung, Strahlenschutzdienstleistungen, chemische und radiochemische Analysen sowie Mess- und Prüfmittel.

Optimierungsmaßnahmen stützen sich auf die Bewertung der Prozesse und deren Zielerreichung, das Erfassen und Auswerten von Betriebsdaten, Stör- und Mangelmeldungen, Beinaheunfällen und -ereignissen, Erkenntnissen und Informationen anderer Kernanlagen, das Auswerten von Tests und Versuchen, das Analysieren von Stör- und Vorkommisberichten, die Erkenntnisse aus Simulatorschulungen und Notfallübungen sowie auf das Auswerten von Indikatoren. Bei der Prozessoptimierung stehen Erhalten und Verbessern der Sicherheit als Daueraufgabe für alle Beteiligten im Vordergrund. Diese Optimierung schliesst implizit auch die Beurteilung der Anlagenauslegung ein.

Um ein systematisches und einheitliches Vorgehen zu erreichen, ist beim Aufbau der Prozesse zur Förderung der Qualität konsequent das Phasenkonzept „plan-do-check-act“ zugrunde gelegt. Dieses Konzept besagt, dass jeder Prozess kontinuierlich die folgenden vier Phasen durchlaufen soll:

- plan: „Plane, was du erreichen willst; lege fest, wie, wann und womit du es erreichen willst.“
- do: „Führe das aus, was du geplant hast, wie und womit du es geplant hast.“
- check: „Überprüfe das Ergebnis mit dem, was du geplant hast, korrigiere wenn nötig.“
- act: „Lerne aus den Erfahrungen und lass die Verbesserungen in die Planung einfließen.“

Mit diesem Phasenkonzept wird in jedem einzelnen Prozess systematisch nach Verbesserungsmöglichkeiten gesucht, u.a. auch, um zu gewährleisten, dass Verbesserungspotential hinsichtlich Anlagenauslegung erkannt wird. Aus der Arbeit entstandene, gemessene oder durch Prüfungen festgestellte Ergebnisse werden mit erwarteten bzw. definierten Werten verglichen und ggf. werden Massnahmen festgelegt, welche als operative Ziele direkt in die betroffenen Prozesse einfließen.

Einen weiteren Regelkreis stellt der Managementreview dar, mittels welchem einmal jährlich eine Selbstbeurteilung über alle Hierarchiestufen vorgenommen wird. Die Ergebnisse aus den Prozessen (wie Zielerreichung, Erfolgskenngrößen oder Sicherheitsindikatoren), die Zufriedenheit der Mitarbeitenden, Inspektions- und Auditergebnisse, Ergebnisse aus dem Betrieb der Anlage sowie die Zufriedenheit der Prozesskunden werden beurteilt. Dies kann einerseits direkt zu Massnahmen führen und andererseits wird diese Beurteilung zur Überprüfung der strategischen Zielsetzung benutzt, welche ihrerseits in den nächsten Zielsetzungsprozess einfließt oder zu Änderungen übergeordneter Vorgaben, wie Sicherheitsleitbild oder Leitsätzen, aber auch zu einer Neubeurteilung der Auslegung der Anlage bzw. Teilen davon oder zu ganz konkreten Nachrüstungsmassnahmen führen kann.

Der Managementreview wird einmal jährlich durchgeführt. Daraus resultierende Massnahmen und Zielsetzungen werden durch die Kraftwerksleitung beschlossen und freigegeben. Mit der umfassenden Selbstbeurteilung über sämtliche Hierarchiestufen und quer durch alle Prozesse ist der Managementreview ein zentraler Bestandteil der Selbstbeurteilung im KKM. Der Kraftwerksleiter bewertet damit das Qualitätsmanagement auf Eignung und Wirksamkeit, um sicherzustellen, dass die geforderte Qualität erreicht und deren Nachweis erbracht ist.

Referenzen zu Kapitel 3

- [1] Brief des Eidgenössischen Verkehrs- und Energiewirtschaftsdepartement (Ref. 221.10) vom 24. Februar 1971
- [2] D1 BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, KKM Sicherheitsbericht 2010, Revision 0, Mühleberg, 2010.
- [3] D2 BKW-Betriebsvorschrift Wasserkraftwerk Mühleberg, August 2007.
- [4] D2 BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, SUSAN: Ermittlung der Entladezeit der Batterien im Anforderungsfall, HWE 09/2002, Revision 1.
- [5] Richtlinie ENSI-A05/d, Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA): Qualität und Umfang, Ausgabe Januar 2009.
- [6] D1 BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Mühleberg Safety Analysis – MUSA 2010, Probabilistic Safety Assessment Level 1, Revision 3, Mühleberg, 2010.
- [7] D1 BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Mühleberg Safety Analysis – MUSA 2010, Probabilistic Safety Assessment Level 2, Revision 0, Mühleberg, 2010.
- [8] IAEA, "Basic Safety Principles of Nuclear Power Plants", A Report by the International Nuclear Safety Advisory Group, IAEA, Safety Series No. 75 – INSAG-3, Vienna, 1988.
- [9] IAEA, "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants", A Report by the International Nuclear Safety Advisory Group, IAEA, 75 – INSAG-3 Rev.1 / INSAG-12, Vienna, 1999.

4. Seismische Gefährdung

4.1 Auslegungsbasis

4.1.1 Auslegungserdbeben (DBE)

4.1.1.1 Ursprüngliche Auslegung 1967 (H1)

Die Erdbebenauslegung des KKM wurde 1967 auf Basis der Seismizität in den Schweizer Alpen und benachbarter Regionen in Frankreich und Deutschland erstellt [1]. Die zur Verfügung stehende Datenbasis umfasste Erdbeben während des Beobachtungszeitraums 1295 (Churwalden-Erdbeben im Kanton Graubünden) und 1946 (Sierre Erdbeben im Kanton Wallis) mit makroseismischer Intensität von VII und grösser nach der Rossi-Forel Skala. Das am nächsten zum KKM lokalisierte Erdbeben im Betrachtungszeitraum lag 56 km entfernt. Das in der Schweiz lokalisierte stärkste Erdbeben, das Erdbeben in Basel vom 1356, lag etwa 80 km vom KKM entfernt. Zur Auslegungsbasis des KKM wurde wegen dessen grosser Distanz zum KKM nicht das Basel Erdbeben von 1356, sondern das 50 km entfernte Erdbeben mit makro-seismischen Intensitäten von IX bis X nach der Rossi-Forel Skala postuliert.

Basierend auf in-situ geophysikalischen Messungen (Kompressionwellengeschwindigkeit 1'700 m/s, Scherwellengeschwindigkeit 600 m/s, Querkontraktionszahl 0.3 und Dichte 2.4 t/qm) wurden folgende Bodenbeschleunigungskennwerte als Auslegungsbasis auf Reaktorgebäudefundamentniveau für sicherheitsrelevante Bauwerke, Systeme und Komponenten (SSC – Systems, Structures and Components) festgelegt:

Horizontale Bodenbeschleunigung, a_h : 0.12 g

Vertikale Bodenbeschleunigung, a_v : 0.08 g

Neben der Bemessungserdbebenbeschleunigung sind für die dynamische Analyse von sicherheitsrelevanten SSC ein Bemessungserdbebenzeitverlauf und Bemessungsspektrum erforderlich. Zur Festlegung des Bemessungserdbebenzeitverlaufs wurden die geologischen und tektonischen Gegebenheiten in der erweiterten Region um Mühleberg, die geophysikalischen Eigenschaften der unteren Süsswassermolasse und die Stärke sowie der Ort des in Frage kommenden Erdbebens berücksichtigt. Unter diesen Gesichtspunkten wurde als Bemessungserdbebenzeitverlauf die auf 0.12 g skalierte Aufzeichnung der NW Komponente des Tafts Erdbebens vom 21. Juli 1952 in Kalifornien mit einer Richter Magnitude von 7.7 festgelegt. Die Intensität dieses Erdbebens wurde mit X auf der Rossi-Forel Skala geschätzt. Die Aufzeichnung stammte aus einer Epizentraldistanz von 50 km vom Erdbebenherd. Die geophysikalischen Bedingungen sind vergleichbar mit der unteren Süsswassermolasse am Standort des KKM. Die Aufzeichnung hatte eine gemessene maximale Bodenbeschleunigung von 0.16 g.

Die vertikale Bodenbeschleunigung wurde als zwei Drittel der horizontalen Bodenbeschleunigung angenommen. In [1] wurden für Stahlbetonbauwerke, Stahlbauwerke und Stahlrohrleitungen Dämpfungswerte von entsprechend 5 %, 2 %, und 0.5 % angesetzt. Das Antwortspektrum des auf 0.12 g skalierten Bemessungserdbebenzeitverlaufs für den Dämpfungswert von 5 % ist in Abbildung 7 wiedergegeben. Es wurde empfohlen die Auslegung bei einem zweifachen Wert der Bemessungsbasis nachzuweisen [2].

4.1.1.2 Auslegung des nachträglich gebauten Notstandsgebäudes in 1989 und Erdbeben-qualifizierung der ursprünglichen Auslegung (H2)

Die Abteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (ASK) veranlasste 1975 eine gesamtheitliche Studie zur Erdbebengefährdung in der Schweiz [3]. Die Erdbebengefährdung sollte hierbei mit probabilistischen Methoden erfasst werden, indem die zu erwartenden Erdbebenstärken in Funktion von Wahrscheinlichkeiten angegeben werden. Für die Studie wurden sämtliche Erdbeben in der Schweiz und der angrenzenden Region in einem Bereich bis etwa 150 km über die Landesgrenze berücksichtigt. Über 2'000 Erdbeben aus einer Beobachtungszeit von rund 2000 Jahren bildeten die Datenbasis. Diese Erdbebendatenbank diente als Basis zur Ermittlung der zeitlichen und örtlichen Häufigkeitsbeziehungen, der seismotektonischen Quellencharakteristiken und der Erdbebenwellenausbreitungscharakteristiken. Auf dieser Grundlage wurden die jährlichen mittleren Eintrittshäufigkeiten (einmal in 100, 1'000 und 10'000 Jahren) einer Erdbebenwirkung ermittelt. Als Mass für die Erdbebenstärke wurden makroseismische Intensitäten

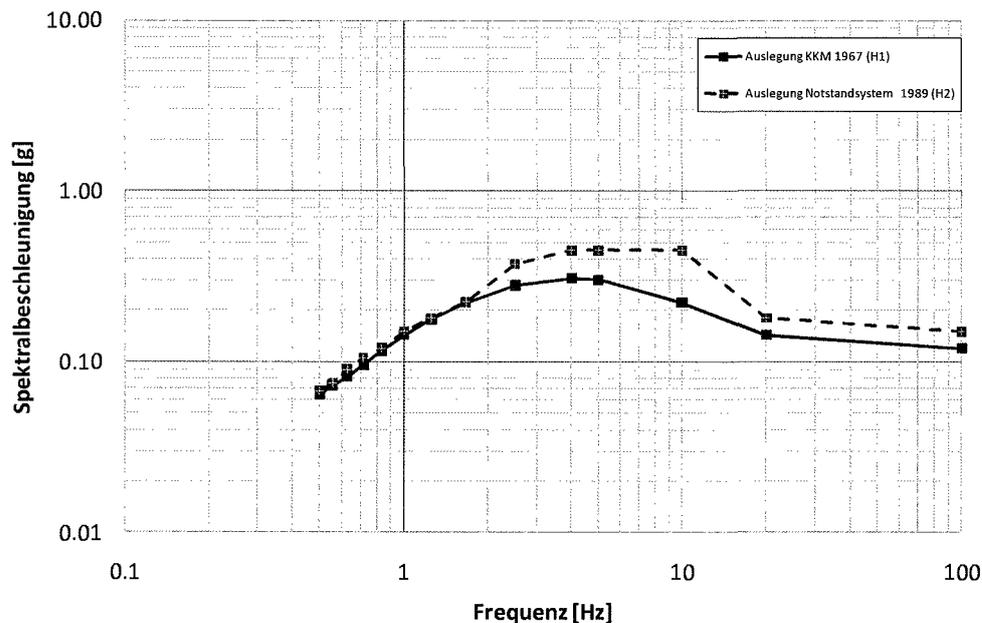
gemäss der MSK-64 Skala gewählt, was eine vollumfängliche Verwendung der historischen Daten ermöglichte.

Basierend auf den Erdbebenrisikokarten und Korrelationen von Intensitäten in Bodenbeschleunigungen wurde die standortspezifische Erdbebengefährdung für das KKM ermittelt [4]. Die Bodenbeschleunigungskennwerte auf Reaktorgebäudefundamentniveau für eine jährliche mittlere Eintretenshäufigkeit von $1E-04$ wurde als SSE definiert [5]:

Horizontale Bodenbeschleunigung,	a_h :	0.15 g
Vertikale Bodenbeschleunigung,	a_v :	0.10 g

Das Bemessungsspektrum (siehe Abbildung 7) wurde mittels einer statistischen Auswertung von Starkbebenaufzeichnungen, die charakteristisch für die in der Schweiz vorherrschenden seismo-tektonischen Verhältnisse sind, ermittelt [6]. Zur Erdbebenbemessung des gebunkerten Notstandsgebäudes SUSAN in 1984 wurde dieses Bemessungsspektrum herangezogen. Bestehende sicherheitsrelevante Bauwerke im KKM wurden auf dieser Basis requalifiziert [7], [8], [9].

Abbildung 7: Erdbebenbemessungsspektren auf Reaktorgebäudefundamentebene.



4.1.1.3 Laufende Untersuchungen zur standortspezifischen Erdbebengefährdung (H3)

Mit der Einführung der Probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) in den 1980er-Jahren ergaben sich weitere Anforderungen an die Erdbebengefährdung. Eine explizite Erfassung der Unsicherheit in den Gefährdungskurven wurde notwendig. Die Unterscheidung der Unsicherheit in einen durch erweitertes Wissen und vergrösserte Datenbasis reduzierbaren epistemischen Anteil und den restlichen aleatorischen Anteil wurde ebenfalls erforderlich. Darüber hinaus hat die Einführung der PSA dazu geführt, dass auch sehr seltene Erdbeben (einmal in $10'000'000$ Jahren) berücksichtigt werden müssen.

Die Schweizer Kernkraftwerksbetreiber erhielten die Auflage des ENSI, eine entsprechende Erdbebengefährdungsuntersuchung an den Schweizer KKW Standorten durchzuführen, welche den SSHAC Stufe 4 Kriterien [10] genügen würde. Organisiert im Unterausschuss Kernenergie (UAK) der Überlandwerke (UeW) beauftragten die Schweizer Kernkraftwerksbetreiber die Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (NAGRA) mit der Planung, Organisation und Durchführung der Studie. Die Untersuchungen wurden im Rahmen des PEGASOS-Projektes (Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz) in den Jahren 2001-2004 durchgeführt [11].

PEGASOS ist die erste in Europa durchgeführte Erdbebengefährdungsstudie in diesem Umfang und dieser Art (weltweit gibt es nur eine weitere Studie dieser Art und Tiefe für das geologische Tiefenlager Yucca Mountain in den USA). Dazu wurden renommierte Fachleute von erdwissenschaftlichen und unabhängigen fachtechnischen Organisationen aus dem In- und Ausland beigezogen. Hauptunterschied zu allen früheren Studien war, dass bei den Gefährdungsanalysen systematisch alle Unsicherheiten erfasst wurden. Dies umfasst sowohl die Unsicherheit der Datenlagen als auch die Ungenauigkeit der verwendeten Modelle zur Berechnung der durch das Erdbeben verursachten Auswirkungen. Da die im PEGASOS-Projekt verwendeten Methoden erstmalig weltweit so rigoros eingesetzt wurden, haben die Kernkraftwerksbetreiber und die Fachwelt in den Folgejahren die Resultate intensiv diskutiert. Diverse Zusatzuntersuchungen zur Qualitätsüberprüfung wurden durchgeführt. Das ENSI hat das PEGASOS-Projekt eng begleitet und sowohl die Ergebnisse als auch die Zusatzuntersuchen genau geprüft. 2007 wurden die Ergebnisse und das weitere Vorgehen vom ENSI veröffentlicht [12].

Die Diskussionen mündeten in der Einsicht, dass insbesondere die Handhabung der Unsicherheiten differenzierter behandelt werden sollte. Die Datenbasis sollte durch Messungen zwecks realistischer Erfassung der Unsicherheiten erweitert werden. Mehrfach berücksichtigte Unsicherheiten sollten zudem eliminiert werden. In diesem Zuge sollten auch neuere Erkenntnisse in der Forschungswelt berücksichtigt werden. Aus diesen Gründen beschloss die Kernkraftwerksbetreiber, das PEGASOS-Projekt zu verfeinern (PEGASOS Refinement Projekt, PRP). Neben der Aktualisierung und Neuauswertung des Schweizerischen Erdbebenkataloges durch den Schweizerischen Erdbebendienst (SED) wird dabei auch ein erstes, durch den SED für die Schweiz erstelltes Abminderungsmodell berücksichtigt. Zudem werden die in 2010 durchgeführten umfangreichen Baugrunduntersuchungen an sämtlichen Schweizer Kraftwerksstandorten zur Analyse des Untergrundes herangezogen.

Zwischenergebnisse des PRP werden für die deterministischen Erdbebennachweise entsprechend den ENSI-Verfügungen herangezogen. Die endgültige Resultate des PRP werden erst im Verlauf des Jahres 2012 erwartet. Da die Auswirkungen der neuesten Erkenntnisse bezüglich der Übertragbarkeit der nicht-lokalen Abminderungsbeziehungen auf die Schweizer Kernkraftwerksstandorte noch nicht absehbar sind, kann momentan bezüglich der Bodenbeschleunigungskennwerte keine Aussage gemacht werden.

4.1.1.4 Angemessenheit der Auslegungsbasis

Die Auslegungsbasis zur Gefährdung durch Erdbeben ist konservativerweise für den zweifachen Bemessungswert der Beschleunigung erfolgt. Folglich kann die Auslegungsbasis als angemessen betrachtet werden.

4.1.2 Massnahmen zum Schutz der Anlage gegen DBE

Die Zufahrt ins KKM erfolgt aus zwei nahe beieinander liegenden, östlich gelegenen Verkehrsknotenpunkten. Diese Punkte können unter anderem südlich aus der Bundesautobahn A1 über Kantonsstrassen, westlich über Überlandstrassen oder östlich über die Wehrbrücke des Wasserkraftwerks Mühleberg erreicht werden. Da die Erdbebenverletzbarkeit der auf diesen Zufahrtsstrassen liegenden Bauwerke (z.B. Autobahnbrücken) nicht auf DBE nachgewiesen sind, wird bei einem DBE von einer mehrtägigen Nichterreichbarkeit des KKM ausgegangen. Wegen der hohen Erdbebenverletzbarkeit einiger Elemente in der Funktionskette (z.B. Keramikisolerstücke oder Transformatoren) wird der Ausfall der externen Stromversorgung ebenfalls unterstellt.

Bei DBE-überschreitenden Erdbeben sprechen Alarmer im Hauptkommandoraum an. Die Betriebs-Notfallanweisung BNA-009 sieht das manuelle Abfahren der Anlage vor, sofern nicht die sensible Elektromechanik beispielsweise in den Balance-Of-Plant-Systemen zu einer Reaktorabschaltung führt. Eine automatische Reaktorabschaltung auf Basis der seismischen Instrumentierung steht, wie auch in anderen europäischen Kernkraftwerken, im KKM nicht zur Verfügung. Die Reaktorabschaltung erfolgt im KKM über das Reaktorschutzsystem (Reactor Protection System - RPS) oder das Alternative Reaktorabschalt- und -Isolationssystem (ARSI).

Das automatisch und mit Vorrang wirkende Reaktorschutzsystem besteht aus zwei getrennt angespeisten Auslösesystemen mit je zwei Auslösekanälen, welche von Grenzwertgebern analoger Messumformer oder Endschaltern angeregt werden. Die in den Auslösesystemen enthaltenen Koppelrelais sind im Normalbetrieb aktiviert. Deaktivierung erfolgt bei Erreichen des Grenzwertes einer Betriebsgrösse, wodurch der betroffene Auslösekanal aktiviert wird. Zur Auslösung einer Reaktorschnellabschaltung ist die Aktivierung beider Auslösesysteme mit je mindestens einem Auslösekanal notwendig (d.h. eine Eins-von-

zwei-zweifach-Auslösung), um ein Öffnen der SCRAM-Ventile im hydraulischen Steuerstabsystem zu erreichen.

Der Logikteil des Reaktorschutzes ist mit einem dynamisch arbeitenden, elektronischen System ausgelegt; dieses "Erweiterte Dynamische Magnetkernsystem" (EDM) ist selbstüberwachend und reagiert im Fehlerfall auslösegerichtet. Bei Ausfall der elektrischen Anspeisung oder Komponentenausfall erfolgt automatisch eine Fehlermeldung und - falls beide Auslösesysteme gestört sind - die SCRAM-Auslösung des Schutzsystems (Failsafe-Prinzip).

Ein alternatives Reaktorabschalt- und -isolationssystem, das von einigen wichtigen Prozessparametern aktiviert wird, befindet sich im SUSAN-Gebäude. Es ermöglicht eine vom Reaktorschutzsystem unabhängige Abschaltung des Reaktors bzw. Isolation des Primärkühlsystems. Das System ist in einer "Eins-von-zwei-zweifach-Logik" aufgebaut. Bei Ausfall der elektrischen Anspeisung erfolgt automatisch die SCRAM-Auslösung des Schutzsystems (Failsafe-Prinzip).

Falls das DBE zu sekundären Anlageschäden führt, sorgt das Reaktorschutzsystem und Containment-isolationssystem, respektive das diversitäre ARSI beim Erreichen von für den Schutz des Primärsystems relevanten Anlageparametern für eine Reaktorschnellabschaltung und falls notwendig zur Isolation des Primärsystems. Analog dem Reaktorschutzsystem ist das Containment-Isolationssystem ein von der Reaktorsteuerung getrenntes und unabhängiges System, das wie das Reaktorschutzsystem in einer "Eins-von-zwei-zweifach-Logik" aufgebaut ist.

Neben der Reaktorabschaltung und RDB-Isolation sind weitere wichtige Sicherheitsfunktionen zu erfüllen. Die Druckverhältnisse im RDB müssen kontrolliert und die Abfuhr der Nachzerfallswärme gewährleistet werden. Ferner muss das Brennelementbecken gekühlt werden. Die folgenden fünf Sicherheitsfunktionen müssen gewährleistet sein:

- Abschaltung des Reaktors (RS – Reactor Shutdown)
- Isolation des Reaktordruckbehälters (VI – Reactor pressure Vessel Isolation)
- Kontrolle des Drucks im Reaktordruckbehälter (PC – Pressure Control)
- Kühlung des Reaktorkerns (CC – Core Cooling)
- Kühlung des Brennelementbeckens (FPC – Fuel Pool Cooling)

Für die Anlage sind folgende vier Betriebszustände definiert:

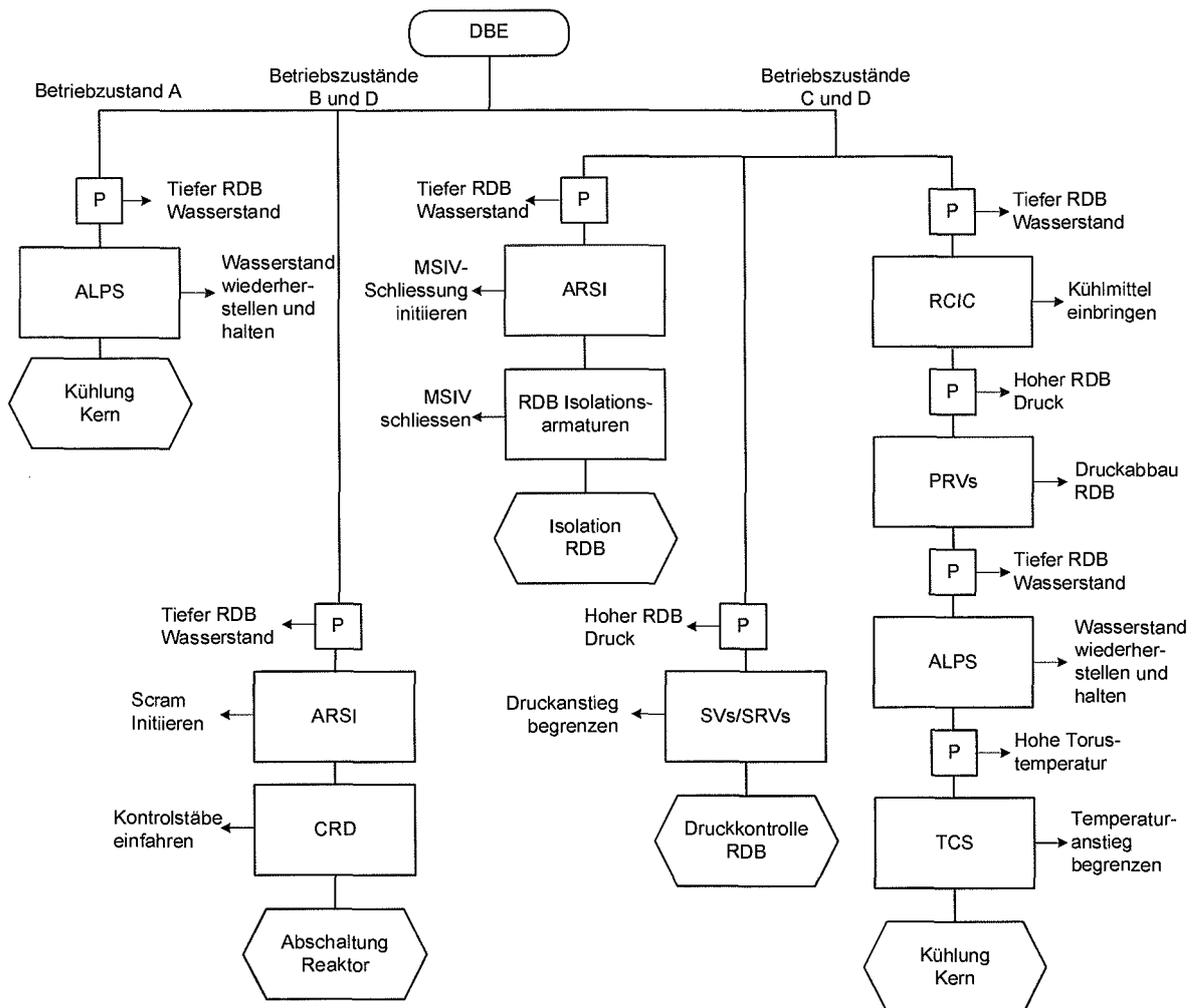
Betriebszustand	RDB-Deckel	Reaktor	Entsprechende Betriebsart ⁴
A	entfernt	abgeschaltet	4, 5
B	entfernt	nicht abgeschaltet	(Reaktor kritisch fahren ⁵)
C	geschlossen	abgeschaltet	3
D	geschlossen	nicht abgeschaltet	1, 2

Da sich ein Erdbeben während jeder dieser Betriebszustände ereignen kann, müssen diese Sicherheitsfunktionen für alle Betriebszustände gewährleistet sein. Je nach Betriebszustand bedingt die Gewährleistung der aufgelisteten Sicherheitsfunktionen unterschiedliche Schutzsequenzen (siehe auch Abbildung 8). In Tabelle 13 sind die Sicherheitssysteme für den jeweiligen Betriebszustand, die automatischen Auslöseanregungen zum Starten dieser Sicherheitssysteme und die Hilfssysteme aufgelistet. Konservativerweise wird von einem Bruch in der Speisewasser- oder Frischdampfleitung ausgegangen. Die Systeme werden zu den sog. Abfahrpfaden zugewiesen. Ein Abfahrpfad besteht aus Systemen, die beim Störfall

⁴ Siehe Kap. 3.2

⁵ Nach (Revisions-)Stillstand, Kritikalitätstests

Abbildung 8 Schutzsequenz exemplarisch dargestellt für Abfahrpfad 1



Erdbeben, ausgehend vom jeweiligen Betriebszustand, die Einhaltung der Sicherheitsfunktionen gewährleistet. Beim Abfahrpfad 1 wird die Nachzerfallswärmeabfuhr über das Toruskühlsystem (TCS) und die Bespeisung des RDB mit dem Alternativen Niederdruckeinspeisesystem (ALPS) gewährleistet. Der Abfahrpfad 2 berücksichtigt die Nachzerfallswärmeabfuhr über das Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS) und die Bespeisung des RDB mit Kernsprühsystem (CSS). Bei der Festlegung der Abfahrpfade wurden Einzelfehler als Ausfall eines gesamten Stranges eines Systems berücksichtigt. Zusätzlich wurde ein SORV (Stuck Open Relief Valve – offen blockiertes Abblaseventil) unterstellt. In Kapitel 4.2 wird bei der Bestimmung der Sicherheitsmargen der Systeme eine weitere Unterteilung bis auf die Komponentenebene unternommen.

Das Wasserkraftwerk Mühleberg, welches sich 1.5 km oberwasserseitig des KKM befindet, könnte bei einem Versagensfall zu hohen Flutkoten im KKM führen. Daneben könnten die aus dem Seegrund mittransportierten oder durch die resultierenden Flutwellen aus dem Flussbett erodierten Sedimente zur Verstopfung der Kühlwassereinfläufen in der Aare führen. Aus diesen Gründen wird das Wasserkraftwerk Mühleberg bei der Identifizierung der zum sicheren Abfahren der Anlage notwendigen Bauwerken, Systemen und Komponenten mitberücksichtigt.

Das erdbebeninduzierte Versagen des Abluftkamins in der Anlage könnte bei DBE ebenfalls eine zusätzliche Gefährdung für die Bauwerke darstellen, in denen sich Systeme zum sicheren Abfahren der Anlage befinden. Deshalb wird der Abluftkamin in den einzelnen Abfahrpfaden ebenfalls mit aufgeführt.

Tabelle 13: Notwendige Systeme zum sicheren Abfahren des KKM bei DBE

Fkt.	System	Abfahrpfad		Betriebszustand			
		1	2	A	B	C	D
RS	Reaktorschutzsystem (RPS)	X	X		X		X
RS	Alternatives Reaktorabschalt- und -isolationssystem (ARSI)	X	X		X		X
RS	Steuerstabsantriebsystem (CRD) – SCRAM Funktionalität	X	X		X		X
VI	RDB Isolationsarmaturen	X	X			X	X
VI	MSIV	X	X			X	X
PC	Abblaseventile (SRV/SV) – im Sicherheitsmodus (passiv)	X	X			X	X
CC	Kernisolationenkühlsystem (RCIC)	X	X			X	X
CC	Alternatives Niederdruckeinspeisesystem (ALPS)	X		X	X	X	X
CC	Kernsprühsystem (CSS)		X	X	X	X	X
CC	Toruskühlsystem (TCS)	X				X	X
CC	Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS)		X			X	X
CC	Druckentlastungsventile (PRV)	X				X	X
CC	Abblaseventile (SRV/SV) – im Druckentlastungsmodus	X				X	X
Auslöseanregungen	Tiefer RDB Wasserstand – ARSI System (SCRAM)	X	X		X		X
	Hoher Druck – SRV öffnen	X	X			X	X
	Tiefer RDB Wasserstand – ARSI System (Isolation RDB)	X	X			X	X
	Tiefer RDB Wasserstand – RCIC startet	X	X			X	X
	Hoher RDB Druck – PRV öffnen (autom. Druckentlastung)	X	X			X	X
	Tiefer RDB Wasserstand – ALPS startet	X	X	X	X	X	X
	Hohe Torustemperatur – TCS startet	X	X			X	X
Hilfssysteme	Diesel Generator		X	X	X	X	X
	Diesel Tages- und Haupttank		X	X	X	X	X
	Betriebsgebäude Batterien		X	X	X	X	X
	Hilfsskühlwassersystem (ACWS)		X	X	X	X	X
	SUSAN Diesel Generator	X		X	X	X	X
	SUSAN Diesel Tages- und Haupttank	X		X	X	X	X
	SUSAN Batterien	X		X	X	X	X
SUSAN Kühlwasser- und Zwischenkühlwassersystem	X		X	X	X	X	

4.1.3 Konformität der Anlage mit ihrer gültigen Genehmigungsgrundlage

Das generelle Verfahren zur Überprüfung der Konformität der Anlage mit den gültigen Auslegungs- und Genehmigungsgrundlagen ist in den Kapiteln 5.1.3.1 - 5.1.3.2 beschrieben.

Die Konformität der Anlage mit den Auslegungsgrundlagen in Bezug auf Erdbebenverhalten wurde durch umfangreiche Erdbebenrundgänge überprüft. Die Erdbebenrundgänge wurden nach der in EPRI-NP-6041-SL [13] beschriebenen Vorgehensweise durchgeführt. Zwischen 2007 und 2011 wurden dabei neun Erdbebenrundgänge in Teams mit je einem Systemingenieur, einem PSA-Experten und zwei externen Erdbebeningenieurexperten durchgeführt. Die Erdbebenrundgänge umfassten insgesamt ca. 200 Personentage. Die Erdbebenrundgänge ermöglichten es den Anlagenzustand zu erfassen und zu verifizieren, seismisch schwache Komponenten zu identifizieren, potentielle seismisch-induzierte Gefährdungen wie Brand und Überflutung festzustellen und die Datensammlung für die Berechnung der Erdbebentragungsfähigkeiten zu komplettieren. Die während der Erdbebenrundgänge identifizierten möglichen Gefahrenquellen, beispielsweise nicht arretierte rollende Wagen oder unsachgemäß installierte Komponenten, wurden im Rahmen von „seismic housekeeping“ Arbeiten behoben.

4.2 Bewertung der Sicherheitsmarge

4.2.1 Erdbeben mit unvermeidbarem Ausfall der Sicherheitsfunktionen

In Kapitel 4.1.2 sind die zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen notwendigen Systeme aufgelistet. Der Redundanz der Anlage Rechnung tragend, werden die Abfahrpfade separat aufgelistet. Die Abfahr-

pfade beinhalten dabei für alle Betriebszustände und Sicherheitsfunktionen die notwendigen Systeme (Tabelle 14 und Tabelle 15). Die Systeme werden bis hin zu Komponentengruppen unterteilt. Die Bauwerke, in denen sich die Systeme befinden, werden ebenfalls aufgeführt. Konservativerweise werden diese Abfahrpfade als seriell System betrachtet, so dass das Versagen eines Elementes das Versagen des gesamten Abfahrpfades bedeutet.

Das Versagen eines Elements wird unterstellt, wenn die Erdbebenkapazität des Elements kleiner als die Erdbebenbelastung ist. Die Erdbebenkapazitäten werden nach [14] bestimmt. Bei dieser so-genannten Fragility Methode wird die Erdbebenverletzbarkeit (= seismic fragility) mittels einer doppelt logarithmischen Wahrscheinlichkeitsverteilung modelliert. Das Modell wird mittels drei Parameter beschrieben: Mediankapazität, logarithmische Standardverteilung β_R für die aleatorische Unsicherheit und logarithmische Standardverteilung β_U für die epistemische Unsicherheit. Für die Erdbebenkapazität wird die Tragfähigkeit und die inelastische Energiedissipationsfähigkeit berücksichtigt. Für die Erdbebenbelastung werden die Boden-Bauwerk-Wechselwirkung, Dämpfung, Frequenz, modale Form und Torsionskopplung berücksichtigt. Typischerweise wird die Erdbebenbelastung in Form von Bodenbeschleunigung angegeben. Da die Erdbebenbelastung auf Komponenten durch die Schwingungscharakteristiken der Bauwerke beeinflusst wird, werden Etagenantwortspektren zur Bestimmung der Belastungswerte erstellt.

Der Eintritt des Versagens wird für Bauwerke und Komponenten unterschiedlich modelliert. Bei Bauwerken bestimmt das Erreichen eines Grenzwerts der differentiellen Stockwerksverschiebung den Versagensfall. Zur Bestimmung der Erdbebenkapazität wird die Tragfähigkeit und die inelastische Energiedissipationsfähigkeit berücksichtigt. Die Tragfähigkeit wird mit an Laborversuchen kalibrierten mechanischen Modellen bestimmt. Durch fortschreitende Schädigung hervorgerufene Steifigkeitsdegradation und Energiedissipation werden mit Parametern der inelastischen Energiedissipationsfähigkeit berücksichtigt. Bei Komponenten wird die Beeinträchtigung der Funktionalität als zusätzlicher Versagensfall definiert. Die Erdbebenkapazität kann folglich analog zu den Bauwerken berechnet werden. Eine weitere Möglichkeit ist, die Erdbebenkapazität der Komponenten mittels dynamischer Versuche zu bestimmen.

Die in diesem Abschnitt ausgewiesenen Erdbebenkapazitäten basieren auf den Fragility-Analysen der KKM Erdbeben-PSA [15]. Die Fragility-Analysen sind auf Basis der Spektralform für die H3 Gefährdung durchgeführt worden. Für jede SSC ist die Median-Kapazität A_m d.h. die Bodenbeschleunigung, bei der die Versagenswahrscheinlichkeit 50 % beträgt, und der sog. HCLPF-Wert (high confidence of low probability of failure) angegeben. Der HCLPF-Wert stellt die Bodenbeschleunigung dar, bei welcher die Versagenswahrscheinlichkeit der SSC mit 95 % Vertrauen unter 5 % liegt. Bei Beschleunigungen unterhalb des HCLPF-Wertes bedeutet dies eine Versagenswahrscheinlichkeit von kleiner als 1 %. Resultate aus Fragilityanalysen, die nach der Einreichung der KKM-Erdbeben-PSA Ende 2010 durchgeführt wurden, sind in Tabelle 14 und Tabelle 15 gesondert ausgewiesen.

Die Sicherheitsmarge wird durch Gegenüberstellung des HCLPF-Werts mit der Bodenbeschleunigung für die mittlere jährliche Eintretenswahrscheinlichkeit von einmal in 10'000 Jahren. Auf diese Weise werden die Sicherheitsmargen für alle Elemente in Tabelle 14 und Tabelle 15 ermittelt. Die tiefste Sicherheitsmarge des Abfahrpfades bestimmt die Sicherheitsmarge des Abfahrpfades. Da jeder Abfahrpfad für sich die Anlage in einen sicheren Zustand überführt, stellt der höchste Wert die Sicherheitsmarge der Anlage dar. Dieser Ansatz wird bei der Bestimmung der Sicherheitsmarge des Reaktors (Kapitel 4.2.1.1), des Brennelementbeckens (Kapitel 4.2.1.2) und der Containmentintegrität (Kapitel 4.2.2) verfolgt.

4.2.1.1 Reaktor

In diesem Abschnitt werden die Sicherheitsmargen der Abfahrpfade bestimmt. In Tabelle 13 sind die Sicherheitssysteme, die zum Start der Sicherheitssysteme notwendigen Auslöseanregungen und die Hilfsysteme den Abfahrpfaden zugeordnet (siehe 4.1.2). Eine weitere Unterteilung der Systeme bis auf die Komponentenebene wird unternommen. Die Bauwerke, deren Versagen die Funktionsfähigkeit der Systeme beeinträchtigen könnte, werden ebenfalls in die Abfahrpfade aufgenommen. Für jede SSC in Abfahrpfad 1 (Tabelle 14) und Abfahrpfad 2 (Tabelle 15) wird die Sicherheitsmarge angegeben⁶.

⁶ Die Angaben über Sicherheitsmargen stellen den momentanen Stand der Auswertungen dar: die endgültige Auswertung wird erst Anfang 2012 vorliegen.

Tabelle 14: Sicherheitsmarge bei DBE für den Reaktor (Abfahrpfad 1)

		Erdbebenkapazität [15]		Erdbebenbelastung H2 [4]	
		Median, A _m [g]	HCLPF [g]	Bodenbeschleunigung [g]	HCLPF (H2)
Reaktorgebäude inkl. äusserer Torus		1.62	0.77	0.15	5.1
Notstandsgebäude SUSAN		3.00	1.38	0.15	9.2
Notstandsgebäude SUSAN (Wasserdichtheit)		1.58	0.50	0.15	3.3
Torus		0.93	0.47	0.15	3.1
Abluftkamin		2.63	1.29	0.15	8.6
Wasserkraftwerk Mühleberg		0.82	0.31	0.15	2.1
ARSI	Leittechnik	2.21	0.78	0.15	5.2
CRD - Scram	RDB	1.22	0.54	0.15	3.6
	Armaturen	4.72	1.51	0.15	10.1
	Rahmen	1.48	0.53	0.15	3.5
PRVs	Armaturen	2.33	0.72	0.15	4.8
	Messtechnik	2.33	0.72	0.15	4.8
	Leittechnik	2.21	0.78	0.15	5.2
SRVs	Armaturen	2.33	0.72	0.15	4.8
	Messtechnik	2.33	0.72	0.15	4.8
	Leittechnik	2.21	0.78	0.15	5.2
RPV Isolation	Leittechnik	2.21	0.78	0.15	5.2
	Behälter	3.05	0.98	0.15	6.5
	Armaturen	3.05	0.98	0.15	6.5
RCIC	Pumpen	2.30	0.95	0.15	6.3
	Armaturen	2.33	0.72	0.15	4.8
	Rohrleitungen	2.97	1.09	0.15	7.3
	Kabeltrassen	1.70	0.89	0.15	5.9
	Messtechnik	2.33	0.72	0.15	4.8
	Leittechnik	2.21	0.78	0.15	5.2
ALPS	Pumpen	3.01	1.10	0.15	7.3
	Armaturen	1.42	0.44	0.15	2.9
	Rohrleitungen	4.73	1.06	0.15	7.1
	Kabeltrassen	1.70	0.89	0.15	5.9
	Messtechnik	2.97	1.09	0.15	7.3
	Leittechnik	2.21	0.78	0.15	5.2
TCS	Pumpen	2.95	1.08	0.15	7.2
	Wärmetauscher	2.95	1.08	0.15	7.2
	Rohrleitungen	3.05	0.98	0.15	6.5
	Kabeltrassen	1.70	0.89	0.15	5.9
	Armaturen	3.05	0.98	0.15	6.5
	Messtechnik	2.97	1.09	0.15	7.3
ICWS	Leittechnik	2.21	0.78	0.15	5.2
	Pumpen	2.87	1.00	0.15	6.7
	Wärmetauscher	2.20	0.77	0.15	5.1
	Rohrleitungen	5.14	1.26	0.15	8.4
	Kabeltrassen	1.70	0.89	0.15	5.9
	Armaturen	2.70	0.82	0.15	5.5
CWS	Leittechnik	2.21	0.78	0.15	5.2
	Pumpen	2.87	1.00	0.15	6.7
	Wärmetauscher	2.20	0.77	0.15	5.1
	Rohrleitungen	12.78	3.65	0.15	24.3
	Kabeltrassen	1.70	0.89	0.15	5.9
	Armaturen	2.70	0.82	0.15	5.5
SUSAN DG	Leittechnik	2.21	0.78	0.15	5.2
	DG	1.01	0.36	0.15	2.4
	Tagestank	2.16	0.76	0.15	5.1
	Haupttank	2.76	0.65	0.15	4.3
	Förderpumpe	1.96	0.44	0.15	2.9
Batterien	Ventilatoren	1.51	0.39	0.15	2.6
	110V & 24V	2.79	1.16	0.15	7.7
E-Technik (SUSAN)		1.81	0.73	0.15	4.9
Auslöseanregungen (Leittechnik)		2.21	0.78	0.15	5.2
Sicherheitsmarge Abfahrpfad 1					2.1

Tabelle 15: Sicherheitsmarge bei DBE für den Reaktor (Abfahrpfad 2)

		Erdbebenkapazität [15]		Erdbebenbelastung H2 [4]	Sicherheitsmarge
		Median, A_m [g]	HCLPF [g]	Bodenbeschleunigung [g]	HCLPF (H2)
Reaktorgebäude inkl. äusserer Torus		1.62	0.77	0.15	5.1
Torus		0.93	0.47	0.15	3.1
Abluftkamin		2.63	1.29	0.15	8.6
Betriebsgebäude		0.66	0.28	0.15	1.9
Wasserkraftwerk Mühleberg		0.82	0.31	0.15	2.1
RPS	Leittechnik	0.71	0.19	0.15	1.3
CRD - Scram	RDB	1.22	0.54	0.15	3.6
	Armaturen	4.72	1.51	0.15	10.1
	Rahmen	1.48	0.53	0.15	3.5
PRVs	Armaturen	2.33	0.72	0.15	4.8
	Messtechnik	2.33	0.72	0.15	4.8
SRVs	Leittechnik	2.21	0.78	0.15	5.2
	Armaturen	2.33	0.72	0.15	4.8
	Messtechnik	2.33	0.72	0.15	4.8
RPV Isolation	Leittechnik	2.21	0.78	0.15	5.2
	Behälter	3.05	0.98	0.15	6.5
	Armaturen	3.05	0.98	0.15	6.5
CRD	Pumpen	2.95	1.08	0.15	7.2
	Armaturen	1.27	0.49	0.15	3.3
	Rohrleitungen	2.33	0.72	0.15	4.8
	Kabeltrassen	0.75	0.22	0.15	1.5
	Messtechnik	2.97	1.09	0.15	7.3
	Leittechnik	0.71	0.24	0.15	1.6
CSS	Pumpen	2.95	1.08	0.15	7.2
	Armaturen	1.42	0.44	0.15	2.9
	Rohrleitungen	4.73	1.06	0.15	7.1
	Kabeltrassen	0.75	0.22	0.15	1.5
	Messtechnik	2.33	0.72	0.15	4.8
STCS	Leittechnik	0.71	0.24	0.15	1.6
	Pumpen	3.01	1.10	0.15	7.3
	Wärmetauscher	2.98	1.09	0.15	7.3
	Rohrleitungen	1.28	0.40	0.15	2.7
	Kabeltrassen	0.75	0.22	0.15	1.5
	Armaturen	1.42	0.44	0.15	2.9
ACWS	Messtechnik	2.97	1.09	0.15	7.3
	Leittechnik	0.71	0.24	0.15	1.6
	Pumpen	0.60	0.24	0.15	1.6
	Rohrleitungen	1.19	0.39	0.15	2.6
	Kabeltrassen	0.75	0.22	0.15	1.5
DG	Armaturen	1.27	0.49	0.15	3.3
	Leittechnik	0.71	0.24	0.15	1.6
	DG	0.43	0.17	0.15	1.1
	Kühler	0.54	0.21	0.15	1.4
	Steuerschränke	0.86	0.29	0.15	1.9
	Lüftungsklappe	0.49	0.16	0.15	1.1
Batterien	Tagestank	1.52	0.60	0.15	4.0
	Haupttank	1.11	0.55	0.15	3.7
	Förderpumpe	0.49	0.16	0.15	1.1
E-Technik (Betriebsgebäude)	125V & 24V	1.16	0.44	0.15	2.9
Auslöseanregungen (Leittechnik)		0.69	0.22	0.15	1.5
Sicherheitsmarge Abfahrpfad 2					1.1

Die SSC mit der limitierenden Erdbebenkapazität für Abfahrpfad 1 ist das Wasserkraftwerk Mühleberg mit einer Sicherheitsmarge von 2.1 und für den Abfahrpfad 2 der Notstromdieselgenerator mit einer Sicherheitsmarge von 1.1. Somit beträgt die Sicherheitsmarge bei der Erdbebengefährdung H2 für den Reaktor 2.1. Selbst bei der Erdbebengefährdung H3 kann die Anlage sicher abgefahren werden. Eine genaue Auswertung der Sicherheitsmarge für diese Erdbebengefährdung erfolgt nach Abschluss des Pegasos Refinement Projekts.

4.2.1.2 Brennelementbecken

Das Brennelementbecken (BEB) sowie das Trockenlager für ungebrauchte Brennelemente befinden sich im KKM im Reaktorgebäude unterhalb der Ebene +29 m. Das Reaktorgebäude als Sekundärcontainment umschließt als wichtigste Komponente das Primärcontainment und ebenfalls das BEB sowie das Trockenlager.

Nach einem DBE erfolgt die Wärmeabfuhr aus dem BEB durch Verdunstung und weiter über das Sekundärcontainment, dem äusseren Torus und den Abluftkamin. Dieser Pfad der Wärmeabfuhr ist passiv und benötigt weder Hilfsenergie noch Operateurhandlungen (Tabelle 16)⁶.

Operateurhandlungen sind bei einem alternativen Pfad erforderlich, allerdings erst nach drei Tagen (Tabelle 17)⁶. In den Betriebszuständen A und B ist der RDB-Deckel entfernt, die Reaktorgrube geflutet und somit mit dem BEB verbunden. In dieser Konfiguration ist ausreichend Kühlwasser für die Brennelemente sowohl im Kern als auch im BEB vorhanden. Verdunstungsverluste im BEB können nach drei Tagen durch Notfallmassnahmen kompensiert werden, ohne dass die Brennelemente freigelegt werden und es somit zu Brennelementschäden kommt. Einzig während des Flutens der Reaktorgrube könnte die Dampflatte, die das BEB von der Reaktorgrube separiert, bei DBE-überschreitenden Erdbeben versagen. In diesem sehr unwahrscheinlichen Fall könnte durch eine Operateurhandlung das ALPS gestartet und Kühlwasser aus dem Torus in den RDB eingespeist und somit eine ausreichende Brennelementekühlung sowohl im Kern als auch im BEB gewährleistet werden.

In den Betriebszuständen C und D ist der RDB Deckel zu und die Reaktorgrube leer. Im ungünstigsten Fall ereignet sich das DBE nach dem Brennelementwechsel und führt zum Versagen der Dampflatte. In dieser Konfiguration ist ausreichend Wasserinventar im BEB selbst nach 3-tägigem Verdunstungsverlust vorhanden. Eine Bespeisung des BEB mit Notfallmassnahmen ist danach möglich. Das Feuerlöschwasser wird dabei über das Abfahr- und Torussystem ins BEB eingespeist.

Zwei redundante, räumlich getrennte Zuführleitungen zur externen Bespeisung des BEB befinden sich im Bau. Diese werden auch nach auslegungsüberschreitenden Extremereignissen die Aufrechterhaltung des Wasserniveaus im BEB zur Kühlung der darin gelagerten Brennelemente unter Einsatz von Mitteln der Betriebsfeuerwehr ohne Betreten des Reaktorgebäudes ermöglichen.

Tabelle 16: Sicherheitsmarge bei DBE für das Brennelementbecken – Verdunstung (Pfad 1)

	Erdbebenkapazität [15]		Erdbebenbelastung H2 [4]	Sicherheitsmarge
	Median, A _m [g]	HCLPF [g]	Bodenbeschleunigung [g]	
Reaktorgebäude inkl. äusserer Torus	1.62	0.77	0.15	5.1
Brennelementbecken	1.27	0.64	0.15	4.3
Dampflatte	0.48	0.24	0.15	1.6
Abluftkamin	2.63	1.29	0.15	8.6
Sicherheitsmarge Brennelementbecken Pfad 1				1.6

Tabelle 17: Sicherheitsmarge bei DBE für das Brennelementbecken (Pfad 2)

	Erdbebenkapazität [15]		Erdbebenbelastung H2 [4]		Sicherheitsmarge
	Median, A_m [g]	HCLPF [g]	Bodenbeschleunigung [g]		
Reaktorgebäude inkl. äusserer Torus	1.62	0.77	0.15		5.1
Torus	0.93	0.47	0.15		3.1
Brennelementbecken	1.27	0.64	0.15		4.3
Dammplatte	0.48	0.24	0.15		1.6
STCS	Pumpen	3.01	1.10	0.15	7.3
	Wärmetauscher	2.98	1.09	0.15	7.3
	Rohrleitungen	1.28	0.40	0.15	2.7
	Kabeltrassen	0.75	0.22	0.15	1.5
	Armaturen	1.42	0.44	0.15	2.9
	Messtechnik	2.97	1.09	0.15	7.3
ALPS	Leittechnik	0.71	0.24	0.15	1.6
	Pumpen	3.01	1.10	0.15	7.3
	Armaturen	1.42	0.44	0.15	2.9
	Rohrleitungen	4.73	1.06	0.15	7.1
	Kabeltrassen	1.70	0.89	0.15	5.9
	Messtechnik	2.97	1.09	0.15	7.3
FWS	Leittechnik	2.21	0.78	0.15	5.2
	Ringleitung	0.70	0.22	0.15	1.5
	Armaturen	1.31	0.51	0.15	3.4
SUSAN DG	DG	1.01	0.36	0.15	2.4
	Tagestank	2.16	0.76	0.15	5.1
	Haupttank	2.76	0.65	0.15	4.3
	Förderpumpe	1.96	0.44	0.15	2.9
	Ventilatoren	1.51	0.39	0.15	2.6
DG90	DG	0.43	0.17	0.15	1.1
	Kühler	0.54	0.21	0.15	1.4
	Leittechnik	0.86	0.29	0.15	1.9
	Lüftungsklappe	0.49	0.16	0.15	1.1
	Tagestank	1.52	0.60	0.15	4.0
	Haupttank	1.11	0.55	0.15	3.7
E-Technik (SUSAN)	Förderpumpe	0.49	0.16	0.15	1.1
		1.81	0.73	0.15	4.9
E-Technik (Betriebsgebäude)	0.69	0.22	0.15		1.5
Sicherheitsmarge Brennelementbecken Pfad 2					1.1

Die SSC mit der limitierenden Erdbebenkapazität für Pfad 1 ist die Dammplatte mit einer Sicherheitsmarge von 1.6 und für den Pfad 2 der Notstromdieselgenerator mit einer Sicherheitsmarge von 1.1. Somit beträgt die Sicherheitsmarge bei der Erdbebengefährdung H2 für das Brennelementbecken 1.6. Selbst bei der Erdbebengefährdung H3 kann das BEB sicher gekühlt werden. Eine genaue Auswertung der Sicherheitsmarge für diese Erdbebengefährdung erfolgt nach Abschluss des PEGASOS-Refinement-Projekts.

4.2.2 Erdbeben ohne Einfluss auf die Containmentintegrität

Das Primärcontainment besteht aus Drywell, Torus und den Drywelldurchführungen im Drywell. Es bildet die erste Sicherheitsumschliessung um das nukleare Dampferzeugungssystem. Als zweite Sicherheitsumschliessung dient das Sekundärcontainment. Es umfasst das Reaktorgebäude und den äusseren Torus.

In der ursprünglichen Erdbebenauslegung des KKM wurde die Bemessung der Containmentsysteme auf den zweifachen Wert des Bemessungserdbebens durchgeführt [1]. Die deterministischen Erdbebennachweise für den RDB [16], das Reaktorgebäude [17] und den Torus [18] sind somit für eine Bodenbeschleunigung von 0.24 g erbracht.

Erdbebenkapazitäten basierend auf Fragility-Analysen wurden im Zuge der KKM Erdbeben-PSA für diese SSC ebenfalls durchgeführt. In Tabelle 18 werden die Sicherheitsmargen der Containmentintegrität angegeben. Die Sicherheitsmarge bei der Erdbebengefährdung H2 beträgt 2.7. Selbst bei der Erdbebengefährdung H3 ist die Containmentintegrität nachgewiesen.

Tabelle 18: Sicherheitsmarge bei DBE für die Containmentintegrität

	Erdbebenkapazität [15]		Erdbebenbelastung H2 [4]	Sicherheitsmarge
	Median, A _m [g]	HCLPF [g]	Bodenbeschleunigung [g]	HCLPF (H2)
Reaktorgebäude inkl. äusserer Torus	1.62	0.77	0.15	5.1
Drywell	1.62	0.77	0.15	5.1
Torus	0.93	0.47	0.15	3.1
Drywelldurchführungen	1.28	0.40	0.15	2.7
Sicherheitsmarge Containmentintegrität				2.7

4.2.3 Auslegungsüberschreitende Überflutungen (DBF) durch auslegungsüberschreitende Erdbeben (DBE)

Das Wasserkraftwerk Mühleberg befindet sich 1.5 km oberwasserseitig des KKM an der Aare und könnte bei erdbebeninduziertem Versagen zu Überflutungen auf dem Areal des KKM führen. Zwei Stauhaltungen auf der Saane befinden sich unterwasserseitig des KKM mit Distanzen von ca. 20 km (Bogenstau-mauer Schiffenen) und von ca. 40 km (Bogenstau-mauer Rossens). Deren erdbebeninduziertes Versagen könnte an dem 3 km unterwasserseitig liegenden Zusammenfluss der Saane mit der Aare zu einem Rückstau führen und somit höhere Flutkoten auf dem Areal des KKM verursachen. Aus diesem Grund wurden diese drei Stauhaltungen näher untersucht.

Die Erdbebenkapazitätsberechnung für das Wasserkraftwerk Mühleberg basierend auf Fragility-Analysen im Zuge der KKM Erdbeben-PSA ergab einen HCLPF-Wert von 0.31 g und somit eine Sicherheitsmarge von 2.01 bei der Erdbebengefährdung H2. Eine deterministische Erdbebenanalyse für das Wasserkraftwerk Mühleberg bei der Erdbebengefährdung H3 ist zur Zeit in Bearbeitung.

Deterministische Erdbebenanalysen werden zur Zeit für die Stauhaltungen Schiffenen und Rossens durchgeführt.

Referenzen zu Kapitel 4

- [1] D1 John A. Blume & Associates, Engineers, Recommended Earthquake Criteria, Muehleberg Nuclear Power Plant, prepared for General Electric Company, San Francisco, CA, 1967.
- [2] D1 Bernische Kraftwerke AG, Atomkraftwerk Mühleberg, Definitiver Sicherheitsbericht 1976.
- [3] Abteilung für die Sicherheit der Kernanlagen, Erdbebenrisikokarten der Schweiz, Basler & Hofmann, Schweizer Erdbebendienst, September, 1977.
- [4] D1 Basler & Hofmann, Erdbeben-Risiko am Standort des Kernkraftwerkes Mühleberg, Aktennotiz AN 777-11 für HSK, 2. November, 1978.
- [5] D1 Bernische Kraftwerke AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Sicherheitsbericht 1989, Ausgabe 31. August 1990.
- [6] Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen, Erdbeben-Bemessungsspektren für Schweizerische Kernanlagen, Basler & Hofmann, SB 1244, Rev. 2, April 1984.
- [7] D1 Emch+Berger, Seismic Analysis of Reactor Building, Document No. 91.07.31-1, Revision 0, Bern, Switzerland, 1991.
- [8] D1 Emch+Berger, Dynamic Earthquake Analysis of Turbine Building, Report No. 174.233.8, Bern, Switzerland, 1979.
- [9] D1 Emch+Berger, Dynamic Earthquake Analysis of Control Building, Floor Response Spectra Generation, Emch+Berger, Bern, Switzerland, 1980.

- [10] Senior Seismic Hazard Analysis Committee, Recommendations for probabilistic seismic hazard analysis: Guidance on uncertainty and use of experts, NUREG/CR-6372, U.S. Nuclear Regulatory Commission, April 1997
- [11] D1 Nagra, Probabilistic seismic hazard analysis for Swiss nuclear power plant sites, Final report, Unterausschuss Kernenergie der Überlandwerke (UAK), Juli 2004.
- [12] D1 Hauptabteilung der Sicherheit der Kernanlagen HSK, Neubestimmung der Erdbebengefährdung an den Kernkraftwerkstandorten in der Schweiz (Projekt PEGASOS), HSK-AN-6252, Würenlingen, Juni 2007.
- [13] Electric Power Research Institute, A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin, EPRI NP-6041-SL, Revision 1, Palo Alto, CA, 1991.
- [14] Reed, J. W. and Kennedy, R. P. (1994). Methodology for developing seismic fragilities, TR-103959. Technical report, Electric Power Research Institute (EPRI), Palo Alto, California.
- [15] D1 BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Mühleberg Safety Analysis – MUSA 2010, Probabilistic Safety Assessment Level 1, Revision 3, Mühleberg, 2010.
- [16] D1 John A. Blume and Associates Engineers, Earthquake Analysis: Reactor Pressure Vessel, San Francisco, CA, 28 May 1968
- [17] D1 John A. Blume and Associates Engineers, Earthquake Analysis: Reactor Building, San Francisco-co, CA, 23 June 1967.
- [18] D1 John A. Blume and Associates Engineers, Earthquake Analysis: Suppression Chamber, San Francisco, CA, 15 May 1968

5. Bewertung der Hochwassergefährdung

Die Aussagen in diesem Kapitel treffen für alle Betriebsarten der Anlage zu.

5.1 Auslegungsbasis

Die ursprüngliche Auslegungsbasis ist im definitiven Sicherheitsbericht 1976 dokumentiert [1]; die gegenwärtig gültige Auslegungsbasis ist im Sicherheitsbericht 2010 (SIB) [2] beschrieben. Der Inhalt des SIB entspricht dem Zustand der Anlage per Ende 2009: Nachrüstungen, die bis Ende 2009 vorgenommen wurden, sind im SIB enthalten.

5.1.1 Auslegung gegen Überflutung und Hochwasser

5.1.1.1 Überflutung durch Dammbüche

Ursprünglich wurde die Anlage aufgrund der Auswirkungen, die bei einem Staumauerbruch auftreten, gegen Überflutung ausgelegt. Untersucht wurden sowohl der Bruch der Wohlensee-Staumauer (Mühlbergdamm) als auch ein Bruch der beiden Saane-Talsperren (Schiffenen und Rossens). Der letzte Fall war, mit einer Überflutungskote von 474.0 m ü.M., d.h. +8.0 m über dem Kraftwerksnull von 466.0 m ü.M., am meisten limitierend. Die Auslegung der sicherheitsrelevanten Gebäude (Reaktorgebäude und Zwischenlager für die mittelfristige Lagerung von schwach- und mittelaktiven Abfällen) wurde entsprechend bemessen. Eine Betrachtung von meteorologischen Ereignissen ergab Flutkoten, die weit unterhalb der limitierenden Kote lagen, und ein meteorologisches Hochwasser wurde dann auch nicht weiter untersucht.

Im Rahmen des Gesuches zur unbefristeten Betriebsbewilligung bzw. zur Leistungserhöhung wurde 1991 die Hochwassergefährdung neu analysiert und von der HSK begutachtet (siehe [3]). Dabei wurde festgestellt, dass die Annahmen über die Folgen eines Dammbrechens ursprünglich überschätzt wurden. Der gleichzeitige Bruch beider Saane-Talsperren wurde nach wie vor als meist limitierend erkannt: Die Flutkote auf dem KKM-Gelände beträgt jedoch maximal +6.0 m über dem Kraftwerksnull, womit die maximale Überflutungskote 472.0 m ü.M. beträgt. Das Gebäude für das SUSAN-Notstandskühlsystem wurde entsprechend auf diesen Wert ausgelegt. Bei der damaligen Erdbebengefährdung wurden höhere Koten nur infolge eines schweren Erdbebens mit einer Grundbeschleunigung von $> 0.5 g$ als möglich erachtet: die Eintrittswahrscheinlichkeit eines solchen Erdbebens würde ausserhalb der für Auslegungsstürfälle in Betracht zu ziehenden Eintrittswahrscheinlichkeiten liegen. Abschätzungen von Effekten meteorologischer Ereignissen führten nach wie vor zu bedeutend kleineren Flutkoten, und die genannte Kote von 472.0 m ü.M. galt demzufolge weiterhin als abdeckend für Hochwasser.

Somit gilt in der heute gültigen Auslegungsbasis [2] ein Wert für die überflutungssichere Auslegung für das Reaktorgebäude, das Zwischenlagergebäude und das SUSAN-Gebäude von 472.0 m ü.M. Die Auslegungsbasis sieht für das meist limitierende Überflutungsereignis (Bruch der Dämme Rossens und Schiffenen) einen unbeaufsichtigten Betrieb (mit Kühlung durch SUSAN) von mindestens 10 Stunden vor: Es wird keine Aktivität aus dem Zwischenlager freigesetzt.

5.1.1.2 Überschwemmung durch (meteorologisches) Hochwasser

In den letzten Jahren wurden für den Standort immer mehr detaillierte Analysen von meteorologischen Ereignissen durchgeführt (siehe [2], [5] und Kap. 6). Auch das meteorologische Hochwasser wurde auf der Basis von Extremhochwasserbetrachtungen untersucht, die sowohl Abflüsse in der Aare als auch in der Saane berücksichtigen (Überlagerung der aufeinander treffenden Hochwasserspitzen).

Basis dieser Analysen ist die behördliche Anforderung, die Gefährdung eines Hochwassers für eine Häufigkeit grösser gleich $1E-04$ pro Jahr (10'000-jährliches Ereignis oder $HQ_{10'000}$) zu bestimmen [4]. Sowohl aufgrund von Extremhochwasserstudien (Abflusskombinationen von über 1'000 Jahren) als auch auf der Basis eines PMF (probable maximum flood)-Szenarios wurden die maximal möglichen Abflüsse bzw. der maximal mögliche Wasserpegel ermittelt. Im Ergebnis wurde das statistisch errechnete $HQ_{10'000}$ konservativ vom PMF abgedeckt; somit wurden die Werte des PMF-Szenarios

(Abflüsse Aare = 1'166 m³/s und Saane = 2'110 m³/s und Wasserpegel am Standort = 466.25 m ü.M.) als Basis für die aktuellen Nachweise gewählt.

Weil dieser Wasserpegel weit unterhalb der Auslegungsbasis der sicherheitsrelevanten Gebäude liegt, kann eine Überschwemmung dieser Gebäude durch ein Hochwasser ausgeschlossen werden: dies bestätigt die in der Vergangenheit gemachte Annahme. Ein Hochwasser hat indes eine Auswirkung auf den Betrieb: Der Störfall kann nach neuesten Erkenntnissen (siehe die nach dem Ereignis in den Fukushima-Daiichi-Kernanlagen durchgeführten Studien [6]) in gewissen extremen Situationen aufgrund Verstopfung des Wasserzufuhrbauwerks zum Ausfall der (Not-)Kühlsysteme führen. Die in [6] dokumentierten Studien haben jedoch gezeigt, dass die Kernkühlung beim PMF mittels konventioneller Systeme sowie durch betriebliche Massnahmen, die über Betriebsnotfallanweisungen eingeleitet werden, gewährleistet werden kann, um die Anlage in einen sicheren, abgeschalteten Zustand zu überführen. Dies wird im nachfolgenden Kapitel dargelegt.

5.1.1.3 Angemessenheit der Auslegungsbasis

Die Auslegungsbasis zur Gefährdung durch Hochwasser (PMF, Pegel von 466.25 m ü.M.) ist konservativ und kann als angemessen betrachtet werden. Eine Nachrüstung zur Verringerung der Hochwassergefährdung erfolgte während der Jahresrevision 2011, um die Abhängigkeit von betrieblichen Massnahmen zu vermeiden.

Die Auslegungsbasis zur Überflutung durch Dammbüche kann ebenfalls als angemessen betrachtet werden. Allerdings kann auch bei einem Dambruch eine Verstopfung der Wasserzufuhrbauwerke nicht ausgeschlossen werden; in diesem – sehr unwahrscheinlichen – Fall muss ein Szenario, in welchem eine Abgabe von Dampf in die Atmosphäre zum Tragen kommt, in Betracht gezogen werden (siehe Kap. 5.1.3).

Gefährdungen durch Tsunami, Springflut oder Seiche können für den am Flussufer der Aare gelegenen Standort ausgeschlossen werden (siehe [5]) und werden in der Auslegungsbasis nicht betrachtet.

5.1.2 Schutzmassnahmen

Hochwasser wird als Störfall der Kategorie 3 eingestuft (Eintrittshäufigkeit zwischen 10⁻⁴ und 10⁻⁶ pro Reaktorbetriebsjahr). Der Dosisgrenzwert für diesen Störfall beträgt gemäss [8] 100 mSv.

Der Auslegungs-Staumauerbruch gehört zu den sogenannten auslegungsüberschreitenden bzw. hypothetischen Ereignissen, die analysiert und bewertet werden, um deren Beherrschbarkeit durch die Anlage nachzuweisen. Für diesen Störfall gibt es gemäss [8] keinen festen Dosisgrenzwert.

5.1.2.1 Wichtige SSCs zum Erreichen des sicheren abgeschalteten Zustandes ("safe shutdown")

Hochwasser

Bei Hochwasser (sowie bei Unwetter, Erdbeben und Lawinen) sind die Fachstellen des Bundes für die offiziellen Warnungen der lokalen Behörden verantwortlich. Das KKM erhält den Hinweis auf ein bevorstehendes Hochwasser vom Wasserwirtschaftsamt des Kantons Bern, welches insbesondere bei einer erhöhten Aarewassermenge von 340 m³/s in Thun oder 400 m³/s in Bern Schönaue eine Alarmierung auslöst. Bei steigenden Pegelständen bzw. in ausserordentlichen Lagen werden Mitteilungen vom Bundesamt für Umwelt (BAFU) bzw. von der Nationalen Alarmzentrale (NAZ) herausgegeben.

Nach dieser Alarmierung wird bei einem Pegel von ca. 464.0 m ü.M. die KKM-Betriebsfeuerwehr und weiteres Unterstützungspersonal aufgebildet und der Notfallstab gebildet. Bei ca. 464.50 m ü.M. wird der Reaktor von Hand abgeschaltet (Hand-SCRAM). Zu diesem Zeitpunkt sind noch alle Systeme verfügbar. Der Reaktor wird in den nächsten ca. 7 Stunden abgekühlt bis < 100 °C (Kühlbetrieb mit dem Abfahr- und Toruskühlsystem STCS sowie mit dem HiKW). Der Pegel von 466.0 m ü.M. (Kraftwerksnull) resp. der PMF-Pegel von 466.25 m ü.M. wird erst ca. 13 resp. 15 Stunden nach dem SCRAM erreicht. Zu diesem Zeitpunkt beträgt die Temperatur im Reaktor ca. 50 °C. Beim weiteren Verlauf des Störfalles fällt nun, gemäss Vorgabe für die Störfallanalyse, zusätzlich noch die externe Stromversorgung aus, was den Notstrombetrieb (mit Notstromdiesel) auslöst.

Die Stauanlagen Wohlensee, Rossens und Schiffenen werden, gemäss einer konservativen Analyse (siehe [6]), einem 10'000-jährlichen Hochwasser resp. PMF standhalten. Somit muss für die Störfallanalyse des Hochwassers ein Bruch der Stauanlagen nicht unterstellt werden.

Staumauerbruch

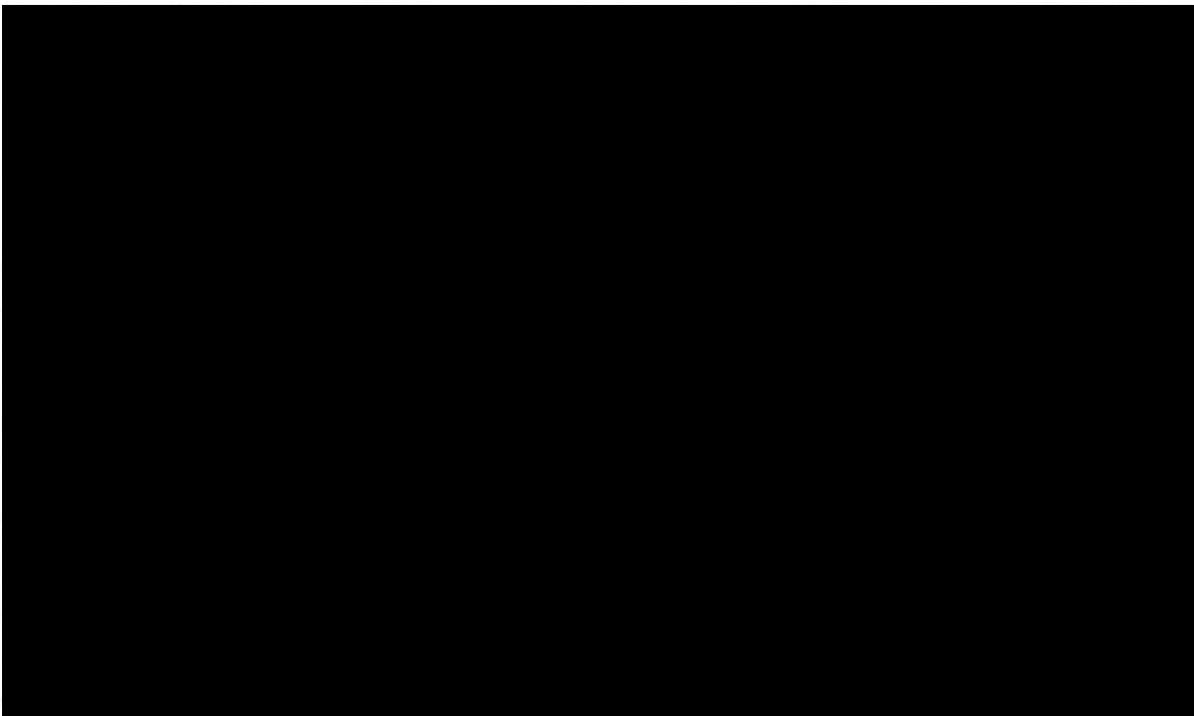
Für die Auslegung und die Störfallanalyse wird angenommen, dass die Dämme Rossens und Schiffenen gleichzeitig und unverzüglich versagen und das KKM-Gelände mit den gesamten freigesetzten Wassermengen überschwemmt wird, was zu einer Flutkote von 472 m ü.M. am Standort führt. Für diesen Fall ist von einer Vorwarnzeit von etwa einer Stunde zwischen den Damnbrüchen und dem Eintreffen der Flutwelle zu rechnen. Das heisst, die Anlage kann abgestellt werden bevor mit dem Eintreffen der Flutwelle die externe Stromversorgung ausfällt. Der Ausfall der Stromversorgung würde den Notstrombetrieb mittels Notstromdiesel bewirken, jedoch ist der Notstromdiesel nur bis 470 m ü.M. gegen Überflutung gesichert, und demzufolge übernimmt das SUSAN-Notstandssystem mit den beiden redundanten Dieseldieseln (SUSAN-Notstanddiesel) direkt die Stromversorgung.

Der Staumauerbruch ist, im Gegensatz zum Hochwasser, ein schnell ablaufendes Ereignis. Demnach muss die Anlage den Störfall so lange beherrschen, bis genügend Zeit vergangen ist, um Gegenmassnahmen vorzubereiten.

5.1.2.1.1 Verfügbarkeit des Kühlwassers

Hochwasser

Abbildung 9: Überblick SUSAN-Notstandskühlsystem

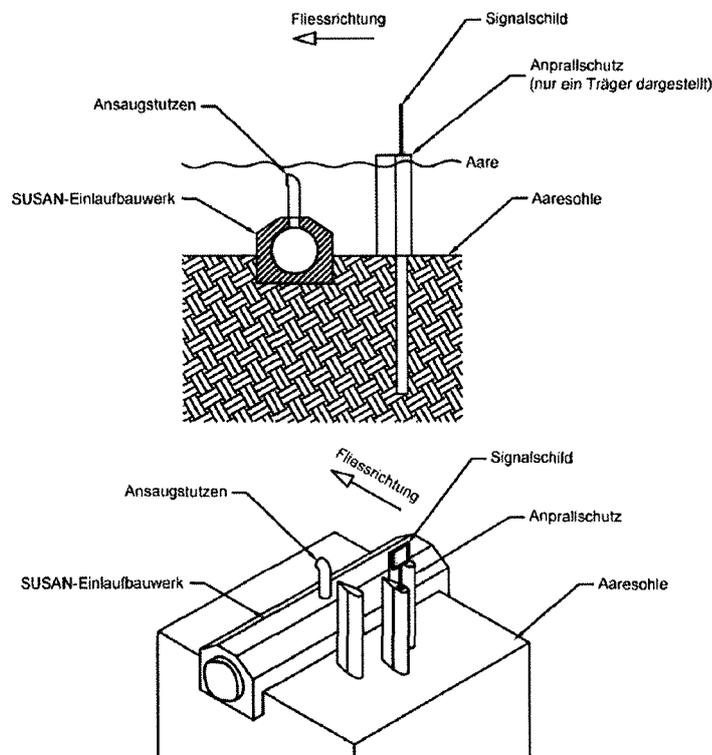


Die Analysen zur Beherrschung eines Hochwassers stützen sich auf die Nutzung des Hilfskühlwassersystems (HiKW) sowie des SUSAN-Notstandskühlsystems (CWS, redundantes System). Für die Verfügbarkeit dieser Systeme ist eine sichere Wasserversorgung dieser Systeme notwendig. Das HiKW saugt Aarewasser aus dem Hauptkühlwassereinlaufbauwerk an: Das SUSAN-Einlaufbauwerk saugt Aarewasser aus dem Hauptkühlwasserauslaufbauwerk an. Eine Verstopfung der Hauptkühlwasserein- und auslaufbauwerke soll daher vermieden werden. Weiter - im Sinne einer Defense-in-Depth-Strategie - gibt es zusätzliche Möglichkeiten zur Gewährleistung der Kühlwasserversorgung. Diese Strategie wird im Folgenden erläutert (die Grundlagen zur Strategie finden sich in [6]):

- I. Hauptkühlwassereinlaufbauwerk mit laufendem HiKW: die Funktion des HiKW ist bis zu einem Aare-Wasserpegel von 466.9 m ü.M. sichergestellt. Das Hauptkühlwassereinlaufbauwerk bezieht das Kühlwasser nicht solenah und ist somit nicht durch Geschiebe gefährdet. Durch das Abschalt-

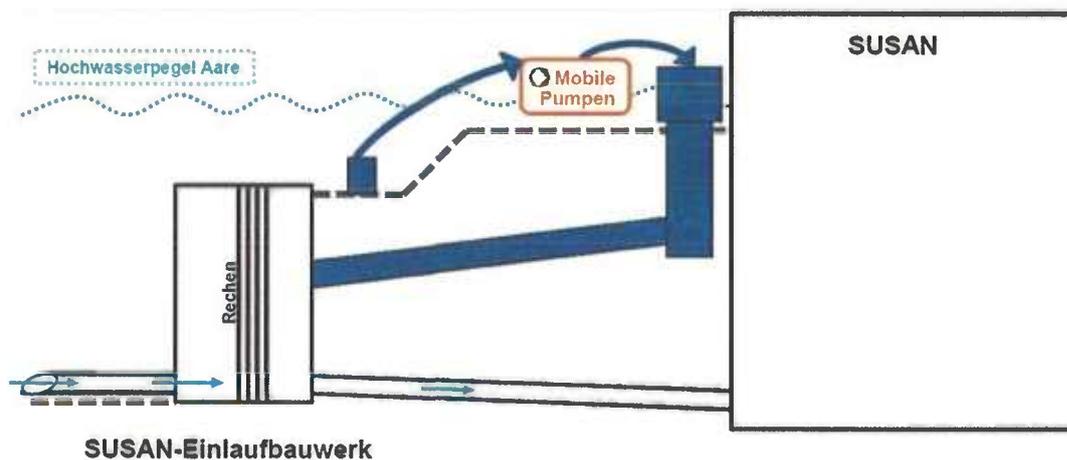
ten des Reaktors bzw. der Hauptkühlwasserpumpen ist die im Einlaufbauwerk angesaugte Wassermenge sehr reduziert (Wasser wird nur vom HiKW angesaugt); des Weiteren wurde während der Revision 2011 durch eine Verlagerung der elektrischen Einrichtungen der Siebbandanlagen sichergestellt, dass diese erst bei einem Pegel von 466.9 m ü.M. ausfallen und somit ein hoher Schutz gegen Verstopfung des Einlaufbauwerks gegeben ist: der Wassereinfluss für das HiKW ist mit hoher Zuverlässigkeit frei. Die Verfügbarkeit des Hilfskühlwassersystems ist mit im Pumpenhaus montierbaren 90 cm hohen Hochwasserschutzwänden gegen eine Überflutung der HiKW-Pumpen bis zu einem Wasserpegel von 466.9 m ü.M. sichergestellt. Diese Schutzwände werden gemäss Betriebsanweisung kurz nach der Reaktorabschaltung aufgebaut. Das CWS ist während dieser Zeit auf Stand-By, d.h. es wird ohne weitere Eskalation des Störfalls nicht aktiv für die Kühlung bzw. die Abfuhr der Nachzerfallswärme benötigt.

- II. Fällt das Hilfskühlwassersystem durch einen für die Störfallanalyse zu unterstellenden Einzelfehler aus, stehen beide Redundanzen des CWS für die Nachzerfallswärmeabfuhr zur Verfügung. Als Einzelfehler wird der Ausfall des Notstromdiesels postuliert, der das HiKW-System mit Strom versorgt. Mit dem Auslauf des HiKW im Hauptkühlmittelauslaufbauwerks wird das SUSAN-Einlaufbauwerk, das mit dem Hauptkühlwasserauslaufbauwerk verbunden ist (siehe Abbildung 9), durchströmt, womit eine Verstopfung des SUSAN-Einlaufbauwerks durch den Transport von Geschiebe verhindert wird. Fällt nun das HiKW aus, kann eine solche Verstopfung in gewissen extremen Situationen (bei grösseren Unterschieden in den Abflüssen von Aare und Saane) nicht länger ausgeschlossen werden. Durch die Nachrüstung von drei zusätzlichen Ansaugrohren (Periskoprohre) im SUSAN-Einlauf während der Revision 2011 (siehe nachfolgende Skizze), ist jedoch die SUSAN-Kühlwasserversorgung über das Hauptkühlwasserauslaufbauwerks weiterhin gesichert. Unsicherheiten in der räumlichen Verteilung des Geschiebes sowie eine mögliche Zerstörung eines einzelnen Ansaugrohrs wurden bei dieser Nachrüstung berücksichtigt; die Verfügbarkeit dieses Kühlwasserpfades ist unabhängig vom Pegelstand der Aare.



- III. Beim ausgefallenen HiKW bietet der Wassernachfluss aus dem Hauptkühlwassereinlaufbauwerk ab einem Pegel von 463 m ü.M. eine zusätzliche Möglichkeit, um das CWS mit Wasser zu versorgen. Dies unter der Voraussetzung, dass das Hauptkühlwassereinlaufbauwerk verstopfungsfrei gehalten werden kann; weil die Siebbandanlagen bei einem Ausfall des Notstromdiesels ausfallen, ist dieser Wassernachfluss in einer solchen Situation nicht garantiert.

- IV. Eine weitere Möglichkeit zur Wasserversorgung für das CWS wäre der Wassernachfluss über die Öffnungen der Objektschutzabdeckungen der Kammer des Hauptkühlwasserauslaufs bei einem Pegel > 465.5 m ü.M. Auch dieser Wassernachfluss ist nicht absolut garantiert: Falls die Öffnungen verstopft sind, ist eine Reinigung aufgrund deren schwierigen Zugänglichkeit nicht einfach zu gestalten.
- V. Zuletzt kann das SUSAN-Einlaufbauwerk direkt über mobile Pumpen mit Wasser versorgt werden. Während der Revision 2011 wurde eine zusätzliche Einspeisemöglichkeit (Zulaufschacht) ins SUSAN-Einlaufbauwerk realisiert; diese ermöglicht, durch den Anschluss mobiler Pumpen an einen vorbereiteten, gut zugänglichen Einspeisepunkt, eine direkte Einspeisung hinter den Feinrechen im SUSAN-Einlaufbauwerk (siehe nachfolgende schematische Darstellung). Anschließend an die Realisierung wurde durch Versuche nachgewiesen, dass über diesen Weg eine ausreichende Kühlwasserversorgung des CWS mit hoher Zuverlässigkeit möglich ist.



Durch die Redundanz und die Diversität dieser Kühlwasserpfade ist die Kühlwasserversorgung beim 10'000-jährlichen Hochwasser sowie bei Pegelständen, die deutlich darüber hinausgehen, gewährleistet. Damit ist die Abfuhr der Nachzerfallswärme auch längerfristig gesichert.

Staumauerbruch

Das SUSAN-System mit den beiden redundanten Kühlwasserpumpen (CWS) übernimmt die Kühlung des Reaktors. Auch in diesem Fall ist davon auszugehen, dass es durch den Transport von Material (Geschiebe, Geröll, Schwemmstoffe) zu einer Verstopfung des SUSAN-Einlaufbauwerks kommen kann; die Funktion der o.g. Ansaugrohren ist hier nicht gesichert, weil diese durch Geröll beschädigt werden können. Demzufolge ist die Wasserversorgung des CWS und damit die Funktion des CWS zur Kernkühlung wahrscheinlich nicht (oder höchstens nur kurz) gewährleistet. Die Abfuhr der Nachzerfallswärme kann in diesem Fall durch die sog. „feed and bleed“ Fahrweise gewährleistet werden, siehe Kap. 5.2.1.1.

5.1.2.1.2 Verfügbarkeit der Notstromversorgung

Hochwasser

Für die Störfallanalyse beim Hochwasser wird unterstellt, dass die externe Stromversorgung ausfällt. Somit wird die Anlage mit Notstrom versorgt. Diese wird durch den Notstromdiesel (bis zu einer Fluthöhe von 470 m ü.M.) gewährleistet; weil dieser Notstromdiesel luftgekühlt ist, ist die Notstromversorgung unabhängig von der Kühlwasserversorgung. Die dazugehörige Gleichstromversorgung mit Batterien und entsprechende Nachspeisungen ist ebenfalls bis zur genannten Fluthöhe überflutungssicher. Damit kann mit dem HiKW und mit dem STCS die Nachzerfallswärme abgeführt werden; auch ein Strang des Sicherheitseinspeisungssystem CS (Kernsprühsystem) und das Steuerstabsantriebssystem (CRD) steht zur Verfügung.

Für den Störfallablauf muss jedoch ein Einzelfehler unterstellt werden (siehe oben): somit fällt der Notstromdiesel aus (demzufolge steht das HiKW nicht mehr zur Verfügung). Nun übernehmen die beiden SUSAN-Notstanddiesel die Stromversorgung (Stränge III/IV): damit stehen insbesondere die einzelfehlersicheren Sicherheitssysteme (CWS, ALPS, RCIC, CWS, ICWS, CRS, SRV, PRV) zur Verfügung. Auch

dem SUSAN-System sind für eine ununterbrochene Stromversorgung Batterien zugeordnet. Die Notstromversorgung ist bis zu einem Pegel von 472 m ü.M. gewährleistet, siehe Kap. 5.1.1.1.

Zur Laufzeit der Dieselgeneratoren siehe Kapitel 3.3.5.3.1. Aus den Laufzeiten wird deutlich, dass ein Nachfüllen der Tanks erst erforderlich ist, wenn das Hochwasserereignis bereits wieder abgeklungen ist.

Staumauerbruch

Wie oben ausgeführt, steht bei einem Staumauerbruch nur noch die SUSAN-Stromversorgung zur Verfügung. Die eben genannten Details der Systemverfügbarkeiten treffen auch hier zu.

Der unbeaufsichtigte Betrieb des SUSAN-Systems (Stränge III und IV) ist über einen Zeitraum von mindestens 10 Stunden gewährleistet.

5.1.2.1.3 Brennelementbeckenkühlung

Das Brennelementbecken befindet sich im Reaktorgebäude auf der Kote +29.4 m und wird im Normalbetrieb mit einem Betriebssystem, dem BEB-Kühl- und Reinigungssystem, gekühlt. Das Reaktorgebäude ist ausgelegt für eine Flutkote von 472.0 m ü.M. (siehe oben): Somit sind im Reaktorgebäude Systeme/Komponenten/Strukturen wie auch das BEB, speziell wenn sie sich auf einer hohen Kote befinden, von einer Überschwemmung bei einem Hochwasser (Flutkote 466.25 m ü.M.) bzw. bei einer Überflutung durch Staumauerbruch nicht betroffen.

Im Notstromfall wird die Kühlung des Brennelementbeckens (BEB) vom Zwischenkühlwassersystem (ZKW) und vom HiKW versorgt; die Niveauhaltung des BEB wird, falls notwendig, über das Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS) abgedeckt. Wenn, wie für die Störfallanalyse gefordert, auch ein Ausfall der Notstromversorgung unterstellt wird, fallen auch diese Systeme aus (das SUSAN-Notstandssystem versorgt die BEB-Kühlungssysteme nicht mit Strom) und erfolgt die Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem BEB durch Konvektion und Verdunstung des Wasserinventars (Betrieb) oder durch den Wasseraustausch mit der Reaktorgrube (während der Jahresrevision). Eine Nachspeisung des BEB ist aber erst nach mindestens 13 Tagen notwendig (siehe [7]).

5.1.2.1.4 Schlussfolgerungen

Hochwasser

Mit der Verfügbarkeit von redundanten und diversitären Kühlwasserpfaden, und von adäquaten Systemen für die Notstromversorgung, sind für ein Hochwasserereignis die Nachzerfallswärmeabfuhr und die Einhaltung der Strahlenschutzziele, d.h. ein sicherer, abgeschalteter Zustand des Reaktors, auch langfristig gewährleistet. Da alle zur Beherrschung eines Hochwassers notwendigen Systeme verfügbar sind, ist ein Brennstoffschaden bzw. eine Freisetzung von Radioaktivität nicht zu erwarten.

Staumauerbruch

Auch beim Auslegungs-Staumauerbruch ist der sichere, abgeschaltete Zustand des Reaktors gewährleistet. Bis zur Wiederherstellung des CWS-Kühlkreislaufes ist mit einer Freisetzung von Radioaktivität an die Atmosphäre zu rechnen: diese Freisetzung sollte jedoch sehr gering sein.

Brennelementbecken

Für das Brennelementbecken ist die Nachzerfallswärmeabfuhr und damit die Integrität der Brennstoffhüllrohre auch beim Totalausfall der Kühlung während mindestens 13 Tagen gewährleistet, demnach steht genügend Zeit für die Wiederherstellung der Kühlung zur Verfügung.

5.1.2.2 Weitere Auslegungsmassnahmen zum Überflutungsschutz

Abgesehen von den in den vorigen Abschnitten genannten Auslegungsmerkmalen, die als Schutz gegen Überflutung oder Hochwasser dienen, sind keine weitere Massnahmen, wie z.B. Deiche, Gräben oder auch ein Hochstellen von Gebäuden, zu berichten. Die genannten Auslegungsmerkmale sind für den Standort Mühleberg angemessen und ausreichend.

5.1.2.3 Wichtigste administrative/betriebliche Massnahmen zur Warnung und Entschärfung

Administrative und betriebliche Massnahmen zur Alarmierung, Warnung oder auch zur Linderung der Konsequenzen einer Überschwemmung unterscheiden sich nicht von den im Kap. 9 beschriebenen Massnahmen, die generell in einer Notfallsituation getroffen werden.

5.1.2.4 Begleiteffekte

Die Situation ausserhalb der Anlage (weitere meteorologische Ereignisse, Strassenblockaden o.ä.) in Bezug auf z.B. das Aufbieten des Notfallstabs oder den Transport von Materialien wird nicht in Betracht gezogen. Der für die Beherrschung von Notfällen minimal benötigte Personalbestand (Notfallstab etc.) ist während der normalen Arbeitszeit verfügbar; ausserhalb der normalen Arbeitszeit ist der Picketingenieur als Entscheidungsträger im Kraftwerk anwesend, ein weiteres Aufgebot von Personal wäre bei schwierigen Strassenverhältnissen nicht immer gewährleistet, siehe auch Kap. 9.1.3.2.

Am Standort ist ein Lager mit Hilfsmaterialien (z.B. Dieseldieselkraftstoff) vorhanden; für die Störfallbeherrschung während der ersten Tagen benötigte Hilfsmittel sind somit vorhanden. Die spätere Beschaffung von weiteren Mitteln wäre bei schwierigen Strassenverhältnissen ebenfalls nicht immer gewährleistet; hier stellt jedoch das per 1. Juni 2011 errichtete externe Lager mit Notfallgerätschaften eine zuverlässige Alternative dar (Transport per Hubschrauber möglich), für weitere Information über dieses externe Lager siehe Kap. 9.1.6.1.

Hochwasser

Bei der Analyse von Hochwasser wird, wie bereits oben erwähnt, konservativ ein Verlust der externen Stromversorgung unterstellt. Als Einzelfehler wird ein Ausfall des Notstromdiesels unterstellt.

Staumauerbruch

Bei der Analyse eines Staumauerbruchs wird, wie bereits oben erwähnt, konservativ ein Verlust der externen Stromversorgung unterstellt. Ebenfalls wird konservativ angenommen, dass ein Abblaseventil in offener Position festklemmt (stuck open relief valve - SORV). Nur Strukturen, Systeme und Komponenten, die sich in hochwassergeschützten Gebäuden befinden, werden für die Störfallbeherrschung kreditiert.

5.1.3 Konformität mit der Genehmigungsbasis

Generell wird die Bewertung/Sicherstellung der Konformität mit der Auslegung und der Genehmigungsbasis in verschiedenen Prozessen des KKM- Qualitätsmanagements (QM, siehe Kap. 3.6) behandelt.

In den folgenden Abschnitten sind die wichtigsten Vorgänge sowie das Vorgehen bei bisher festgestellten Abweichungen bzgl. Überschwemmungen kurz beschrieben.

5.1.3.1 Prozesse zur Gewährleistung der Konformität

Zur Überprüfung der Gewährleistung der Auslegung sind die folgenden Prozesse von grosser Bedeutung:

- a. Der sog. „Reload Licensing“ Prozess, der Sicherheitsanalysen umfasst für den während des Brennstoffwechsels geänderten Reaktorkern und als Basis für die behördliche Freigabe zum Wiederanfahren nach Revisionsstillstand dient. Das Reload Licensing schliesst sowohl reaktorphysikalische Analysen, zum Nachweis des Einhaltens der Auslegungskriterien und der Sicherheitsgrenzwerte für den Kernbrennstoff, als auch ausgewählte Störfallanalysen, die das dynamische Verhalten der Anlage zeigen, ein. Die Auswahl der Störfälle entspricht der möglichen Auswirkung des geänderten Reaktorkerns auf das Anlageverhalten. Weil das KKM jährlich einen Revisionsstillstand mit Brennelementwechsel durchführt, findet diese Sicherheitsüberprüfung auch alljährlich statt.
- b. Prozess Anlagenänderung: Bei Änderungen in der Anlage (die meistens eine Freigabe des ENSI erfordern) wird ebenfalls eine Sicherheitsüberprüfung auf Basis der Auslegung durchgeführt, wobei diese Überprüfung sich beschränkt auf die Änderungen und deren möglichen Auswirkungen.

Des Weiteren wird gemäss Richtlinie HSK-R-48 alle 10 Jahre eine umfassende Sicherheitsüberprüfung durchgeführt (periodische Sicherheitsüberprüfung, PSÜ). Bei dieser Gelegenheit werden sämtliche Aspekte der Auslegung überprüft, und mögliche Abweichungen sowie Verbesserungen aufgrund des Standes der Wissenschaft und Technik zum Zeitpunkt der PSÜ identifiziert.

5.1.3.2 Prozesse zur Sicherstellung der notwendigen Geräte

Die Sicherstellung der für einen Notfall notwendigen Geräte ist in den Kapiteln 9.1.5 und 9.1.6 beschrieben. Die einschlägigen Prozesse sind im KKM-QM enthalten bzw. daran angebunden.

5.1.3.3 Abweichungen und deren sicherheitstechnische Konsequenzen

Die bisher festgestellten Abweichungen der Auslegungsbasis für die Störfälle „Hochwasser“ und „Staumauerbruch“ werden dadurch verursacht, dass aufgrund neuer Studien (die durch Modellversuche verifiziert wurden) eine Verstopfung des SUSAN-Wassereinlaufbauwerks in gewissen extremen Situationen nicht ausgeschlossen werden kann. Diese Situationen treten zwar nicht beim durch das HQ10'000 (oder PMF) definierten Hochwasser auf, sondern in Fällen mit einem geringeren Wasserpegel, aber mit grösseren Unterschieden in den Abflüssen der Aare und Saane. Auch ist es wahrscheinlich, dass bei einem Staumauerbruch eine solche Verstopfung auftreten wird.

Dieser Befund hatte zur Folge, dass zur Beherrschung des Hochwassers die Verfügbarkeit des Hilfskühlwassersystems durch eine Vorrichtung mit montierbaren Hochwasserschutzwänden (Schutz gegen einer Überflutung der HiKW-Pumpen im Maschinenhaus) sichergestellt werden und die einschlägigen Betriebsanweisungen ergänzt werden mussten (Juni 2011). Des Weiteren wurde die Anlage vorsichtshalber abgeschaltet, damit während des verlängerten Revisionsstillstandes 2011 eine Nachrüstung des SUSAN-Einlaufs (mit drei zusätzlichen Ansaugrohren) erfolgen konnte, um die Abhängigkeit von solchen betrieblichen Massnahmen zu vermeiden. Die Auslegungsbasis ist weiterhin für das Hochwasser eingehalten.

Für den Auslegungs-Staumauerbruch sind diese Massnahmen bzw. die Nachrüstung wahrscheinlich wenig wirksam. Auch in diesem Fall kann durch den Transport von Material (Geschiebe, Geröll etc.) eine Verstopfung des SUSAN-Einlaufbauwerks nicht ausgeschlossen werden; die Funktion der o.g. Ansaugrohre ist durch mögliche Beschädigungen nicht ausreichend gesichert. Demzufolge kann die Auslegungsbasis, wie in [2] dargelegt, nicht mehr ganz eingehalten werden, und es muss mit einem „feed and bleed“-Szenario die Nachzerfallwärme über den Torus abgeführt werden (siehe Kap. 5.2), sodass es zu geringen Abgaben von radioaktiven Stoffen an die Atmosphäre kommen kann, was aber für diesen auslegungsüberschreitenden/hypothetischen Störfall zulässig ist.

5.1.3.4 Konformitätsbewertungen nach dem Unfall in Fukushima

Aufgrund behördlicher Verfügungen zur Bewertung des Unfalls in Fukushima (ab 11. März 2011) und dessen mögliche Konsequenzen für die Anlage sind bereits viele Konformitätsbewertungen durchgeführt worden. Weitere sind noch im Gange.

Bisher wurden insgesamt (d.h. nicht nur bezogen auf die Hochwassergefährdung) die folgenden Konformitätsbewertungen durchgeführt:

- Evaluierung der Kühlmittelversorgung für die Sicherheits- und Hilfssysteme (31. März 2011)
- Evaluierung (und Erstellung per 1. Juni 2011) eines zentralen externen Lagers mit Notfallgerätschaften
- Evaluierung der Brennelementlagerbecken in Bezug auf externe und interne Einwirkungen und der Auslegung bzgl. Brennelementbeckenkühlung (31. März 2011)
- Deterministischer Nachweis der Beherrschung eines 10'000-jährliches Hochwasser (30. Juni 2011)
- Erarbeitung von Massnahmen zur Nachrüstung einer diversitären Kühlmittelversorgung (31. August 2011)

- Erarbeitung von Massnahmen zur Ertüchtigung der Systeme zur Brennelementbeckenkühlung (31. August 2011)
- Erarbeitung von Massnahmen zur Erweiterung der internen Notfallmassnahmen zur Nachspeisung und Überwachung des Brennelementbeckens nach Ausfall der Beckenkühlsysteme (31. August 2011)

Die folgenden Konformitätsbewertungen sind noch im Gange (die nachfolgend genannten Termine wurden vom ENSI verfügt):

- Überprüfung der Erdbebenfestigkeitsnachweise (Termin: 30. November 2011) und deterministischer Nachweis zur Beherrschung eines 10'000-jährigen Erdbebens (Termin: 31. März 2012)
- Beherrschung der Kombination von Erdbeben und dadurch verursachte Brüche in Stauanlagen im Einflussbereich der Anlage (Termin: 31. März 2012)
- Überprüfung der Auslegung der Brennelementbecken, -gebäude und -kühlsysteme (Termin: 31. März 2012)
- Bewertung des Schutzes vor Wasserstoffdeflagrationen und -explosionen im Bereich der Brennelementbecken (Termin: 31. März 2012)

5.2 Bewertung der Sicherheitsmarge

5.2.1 Überschwemmung ohne schweren Brennstoffschäden

Generell zeigen die Störfallanalysen, dass bei Überschwemmungen die Reaktorkühlung immer gewährleistet bleibt und dass es somit nicht zu Brennstoffschäden kommt.

5.2.1.1 Sicherheitsmarge

Die Gebäude mit sicherheitsrelevanten Systemen, d.h. das Reaktorgebäude, das Zwischenlager und das SUSAN-Gebäude, sind bis zu einem Pegel von 472.0 m ü.M. ausgelegt. Diese Auslegung basiert auf einer Überflutung durch den Bruch der beiden Stauanlagen Rossens und Schiffenen, siehe Kap. 5.1.1.1. Diese Auslegung deckt auch die Überschwemmung durch ein 10'000-jährliches Hochwasser (bzw. PMF) ab: Ein Hochwasserereignis wird höchstens einen Pegel von 466.25 m ü.M. erreichen. Damit ist die Funktion der Sicherheitssysteme bis zum Pegel 472.0 m ü.M. grundsätzlich gewährleistet: Nur für den Fall, dass nach einem Staumauerbruch das SUSAN-Einlaufbauwerk verstopft bzw. beschädigt wird und damit die Kühlung mit Aarewasser insgesamt ausfällt, muss der Reaktor auf eine andere Art gekühlt werden, bis das SUSAN-Kühlwassersystem CWS wieder in Betrieb genommen werden kann.

Dies geschieht mit der sog. „feed and bleed“-Fahrweise, die im Folgenden erläutert wird. Nach dem Ausfall aller Kühlsysteme (inkl. SUSAN-Notstandkühlsystem) kann der Reaktor mit Kühlmittel aus dem Kaltkondensatbehälter oder aus dem Torus gekühlt werden. Dies erfolgt durch Einspeisung mit dem Hochdruckeinspeisesystem RCIC, das automatisch gestartet wird. Das RCIC ist redundant ausgeführt, und ein Ausfall beider Systeme ist somit unwahrscheinlich. Über die Druckentlastungsventile, die sich ebenfalls automatisch öffnen, wird der Dampf in den Torus geführt. Der Reaktor ist nach ungefähr 90 Minuten in einem stabilen Zustand, bei einem Reaktordruck zwischen 4.5 und 12 bar, ohne dass Brennstoffschäden auftreten. Das RCIC fällt nach ca. 8 Stunden infolge tiefem Druck (< 4.5 bar) aus. Die Kernkühlung kann aber weiterhin durch die Einspeisung von Wasser aus dem Hochreservoir sichergestellt werden (diese Einspeisung wird durch den Anlagenoperator ausgelöst). Die Abfuhr der Nachzerfallwärme kann mit dem vorhandenen Wasservolumen im Hochreservoir ungefähr während zwei Tagen sichergestellt werden; ein Nachfüllen des Hochreservoirs kann bis dahin realisiert werden. Ausserdem ist bis dahin die Flutwelle abgeklungen, sodass auch der oben beschriebene Kühlwasserpfad mit Wassereinspeisung durch mobile Pumpen in das SUSAN-Wassereinlaufbauwerk zur Wiederherstellung des CWS-Kühlkreislaufs realisiert werden kann.

Bei dieser Fahrweise wird der Dampf aus dem Reaktor durch das Öffnen von SRVs und PRVs in den Torus geführt: Die Wassertemperatur und der Druck im Torus werden somit langsam ansteigen (bei der Störfallanalyse wird angenommen, dass die Torus-Kühlsysteme TCS und STCS nicht verfügbar sind). Sobald der Druck den Wert von 6 bar (abs) erreicht, muss zur Druckentlastung des Containments eine erste Entlüftung (Venting) in den äusseren Torus vorgenommen werden (manueller Eingriff der Reaktoroperatoren); dies dürfte erst nach ca. 60 Stunden der Fall sein. Bis zur Wiederherstellung des CWS-Kühlkreislaufs könnten weitere Ventings notwendig sein. Die damit verbundene Freisetzung von radioaktiven Stoffen an die Atmosphäre wird jedoch als sehr gering eingeschätzt, und dürfte sogar weit unterhalb des radiologischen Grenzwertes für die Störfallkategorie 3 (100 mSv) bleiben. Der Verlauf dieser Fahrweise wurde KKM-intern mit dem Rechenprogramm RELAP5-HD nachgerechnet, und mit umfangreichen ATP (Acceptance Test Procedures) am Anlagesimulator verifiziert.

Der Pegel für das Hochwasser ist, wie in Kap. 5.1.1.2 beschrieben, mit dem PMF-Pegel konservativ abdeckend für das 10'000-jährliches Hochwasser. Der Pegel für den gemeinsamen Bruch der Saane-Stauanlagen wurde ebenfalls konservativ bemessen. Des Weiteren werden die einschlägigen Störfallanalysen üblicherweise mit vielen konservativen Annahmen durchgeführt; insbesondere werden aufgrund behördlicher Anforderungen zusätzliche Konditionen für die Analysen gewählt, die im Vorkommnisfall mit grosser Wahrscheinlichkeit nicht auftreten und für den Störfall somit einen extremen Ablauf ergeben (siehe Kap. 5.1.2.4). Zum Beispiel wird für die Analyse des Hochwassers der Ausfall des HiKW unterstellt: Die Hochwasserschutzwände im Pumpenhaus sind bis zum Wasserpegel von 466.9 m ü.M. ausgelegt, d.h. es besteht eine Marge von 65cm bis zum PMF-Pegel für die Funktion des HiKW (entspricht etwa 20-30 % höheren Abflüssen in Aare und Saane im Vergleich zu den Abflüssen beim PMF). Aus diesen Gründen besteht bei Überschwemmungen eine beträchtliche Marge zum Auftreten von Brennelementschäden in Reaktorkern.

Für das Brennelementbecken ist die Nachzerfallswärmeabfuhr, und damit die Integrität des Brennstoffhüllrohrs, auch beim Totalausfall der Kühlung der Brennelemente gewährleistet (vorausgesetzt, dass die Kühlung bis 13 Tage nach Störfallanfang wieder hergestellt wird). Auch hier ist eine ausreichende Marge zum Auftreten von Brennstoffschäden vorhanden.

5.2.1.2 Mögliche Schwachstellen und Cliff-Edge Effekte

5.2.1.2.1 Überschwemmung von Gebäuden und Sicherheitssystemen

Die für den sicheren Anlagebetrieb wichtigen Gebäude behalten ihre Integrität: Wie oben beschrieben sind das Reaktorgebäude, das SUSAN-Notstandsgebäude und das Zwischenlagergebäude für eine äussere Überflutung bis 472.00 m ü.M. (6.00 m über Kraftwerksnull) ausgelegt und werden deshalb nicht beeinträchtigt. Somit sind die in diesen Gebäuden vorhandenen Sicherheitssysteme weiterhin verfügbar. Des Weiteren ist das Brennelementbecken von der Überschwemmung nicht betroffen (es befindet sich auf Kote +29.4 m im Reaktorgebäude).

Das Hilfskühlwassersystem ist durch die im Pumpenhaus montierbaren 90 cm hohen Hochwasserschutzwände gegen einer Überflutung der HiKW-Pumpen bis zu einem Wasserpegel von 466.9 m ü.M. gesichert, dies ist für das Hochwasserereignis mit Pegel von 466.25 m ü.M. ausreichend. Bei einem Pegelstand > 466.9 m ü.M. wird somit das HiKW ausfallen; dies entspricht dem in Kap. 5.1.1.2 beschriebenen Fall mit Ausfall des HiKW aufgrund eines Einzelfehlers, wobei jedoch das CWS mit den getroffenen Nachrüstmassnahmen weiterhin für die Notkühlung verfügbar bleibt, bis der Pegel 472.0 m ü.M. erreicht ist. Zum Ausfall des HiKW wird der Ausfall des Notstromdiesels postuliert; dieser Notstromdiesel bildet eine Schwachstelle, weil er nicht redundant ausgeführt ist.

Bei den für die Störfallbeherrschung nicht relevanten Gebäuden kann ab 466.00 m ü.M. Wasser über Türen, Tore und undichte Fugen ins Gebäudeinnere strömen. Bei geschlossenen Türen ist jedoch die einströmende Wassermenge klein. Die Bauteile der Fassaden und Abschlüsse halten den bei den anstehenden Wasserhöhen geringen Wasserdrücken stand. Mobile Sumpfpumpen können zum Abführen von Leckagewasser installiert werden, wenn dafür genügend Zeit vorhanden ist (dies wäre beim Hochwasserereignis gewiss der Fall). Die Stromversorgung der Sumpfpumpen wird über mobile Notstromaggregate sichergestellt.

Brennelementbecken und Trockenlager

Eine externe Überschwemmung des BEB, das sich auf der Kote +29.4 m im Reaktorgebäude befindet, ist äusserst unwahrscheinlich. Sie ist nicht relevant, da das Becken immer mit Wasser gefüllt ist. Bedeutungsvoll ist eher eine Überschwemmung des Trockenlagers: Es wurde jedoch nachgewiesen, dass die im Trockenlager gelagerten Brennelemente auch bei einer Flutung des Lagers unterkritisch bleiben (siehe Kap. 1.2.9 aus [2]).

Bei Ausfall aller BEB-Kühlsysteme erfolgt die Nachzerfallwärmeabfuhr über die Gebäudehülle, so dass eine Gefährdung des Reaktorgebäudes durch Dampfproduktion im Lagerbecken ausgeschlossen werden kann. Diese Verfahrensweise stützt sich ab auf Notfallmassnahmen (von Hand durchzuführende Massnahmen), deren Sicherstellung insbesondere bei einer Kombination von Überschwemmung und Erdbeben - wie in Fukushima - nicht lückenlos gewährleistet sein dürfte. Eine Erweiterung der Notfallmassnahmen sowie eine Erweiterung der BEB-Kühlung wurde deshalb vom ENSI angefordert und ist in Vorbereitung (siehe Kap. 5.2.1.3).

5.2.1.2.2 Cliff-Edge-Effekte

Generell wird das Einhalten der Schutzziele (Reaktor unterkritisch, Brennstoff gekühlt, Einschluss der Radioaktivität und Begrenzung der Strahlenexposition) durch das Versagen einer einzelnen Sicherheitsfunktion nicht beeinträchtigt.

Hochwasser

Es wurden Sensitivitätsstudien durchgeführt, um zu prüfen, bis zu welchen Abflüssen die Hochwasser- auslegung eingehalten werden kann (d.h. die Funktion des CWS gewährleistet ist). Abflüsse, die bis ca. 30 % die Abflüsse des Hochwassers (PMF) übersteigen, wurden postuliert; es wurde nicht nur der Effekt des Pegelstands, sondern auch der Effekt von im Wasser mitgeführten Materialien und von Erosion des Aareufers untersucht. Im Ergebnis wurde festgestellt, dass erst bei etwa 20-30 % höheren Abflüssen sowohl in der Aare als auch in der Saane der Pegelstand von 466.9 m ü.M. erreicht wird: Dadurch fällt das HiKW aus. Des Weiteren können die Ansaugrohre im SUSAN-Einlauf durch aufgrund der Ufererosion mobilisiertes Material sowie durch Geschiebe (Kies) im Wasser teilweise beeinträchtigt werden: Damit wäre auch das CWS nicht mehr verfügbar. Diese Effekte sind umso deutlicher, desto mehr die Abflussmengen der Aare und der Saane sich unterscheiden.

In solchen Fällen, die einer Wiederkehrperiode von weit über 10'000 Jahren entsprechen, kann der Reaktorkern durch das oben beschriebene „feed and bleed“-Szenario gekühlt werden, sodass sogar hier nicht mit Brennstoffschäden gerechnet werden muss. Nur für den Fall, dass dabei die beiden RCIC-Systeme ausfallen, der Reaktor über längere Zeit mit Wasser aus dem Hochreservoir gekühlt werden muss und es auch keine Nachfüllmöglichkeiten des Reservoirs gibt, ist die Reaktorkühlung gefährdet. Die Eintrittswahrscheinlichkeit eines solchen Szenarios ist jedoch, indem sich hier sehr viele Konservativitäten und Fehler überlagern, vernachlässigbar gering.

Staumauerbruch

Bei einem gleichzeitigen Bruch in mehreren Staumaueranlagen (z.B. Dämme Wohlensee, Rossens, Schiffenen, Hongrin) würden die Abflüsse bzw. der Pegel am Standort, im Vergleich zum Auslegungsszenario (Bruch der beiden Dämme Rossens und Schiffenen), möglicherweise höher sein. Demzufolge würden auch die sicherheitsrelevante Gebäude ihre Integrität verlieren. In diesem Fall würde auch hier die „feed and bleed“-Fahrweise zum Tragen kommen, mit den gleichen oben genannten Cliff-Edge-Effekten.

Die Wahrscheinlichkeit eines solchen Mehrfachbruch-Szenarios ist jedoch vernachlässigbar klein und dürfte somit auf die Kernschadenshäufigkeit keinen nennenswerten Einfluss haben.

Blockierung des Flusses

Eine Blockierung des Flusses, z.B. durch grössere Mengen Schutt/Geröll, würde zum Totalausfall der Kühlung führen. Eine unverzügliche Freisetzung der durch eine solche Blockierung gestauten Wassermengen würde mutmasslich zu einer Überschwemmung führen, wobei das Geröll die Wassereinlaufwerke verstopfen oder beschädigen dürfte. Auch in diesen Fällen würde die „feed and bleed“-Fahrweise zum Tragen kommen, mit ähnlichen Cliff-Edge-Effekten wie oben genannt. Die Wahrscheinlichkeit solcher Szenarien dürfte jedoch vernachlässigbar klein sein und auf die Kernschadenshäufigkeit keinen nennenswerten Einfluss haben.

5.2.1.3 Mögliche Massnahmen

Folgende Massnahmen zur weiteren Verbesserung der Robustheit der Anlage gegen Überschwemmungen wurden bereits ergriffen:

- a. Bereitstellen von montierbaren 90 cm hohen Hochwasserschutzwänden gegen eine Überflutung der HiKW-Pumpen bis 466.9. m ü.M. im Pumpenhaus, sowie Ergänzung der entsprechenden Betriebsanweisung (Juni 2011).
- b. Bereitstellen von mobilen Pumpen zur Wassereinspeisung ins SUSAN-Einlaufbauwerk (Juni 2011).
- c. Realisierung einer zusätzlichen Einspeisemöglichkeit (Zulaufschacht) ins SUSAN-Einlaufbauwerk (Revision 2011).
- d. Nachrüstung von drei zusätzlichen Ansaugrohren im SUSAN-Einlauf zur Sicherstellung der SUSAN-Kühlwasserversorgung über das Hauptkühlmittelauslaufbauwerks (Revision 2011).

Zur Kühlmittelversorgung steht zwar eine räumlich weit verzweigte Kühlwasserentnahme aus der Aare zur Verfügung, jedoch besteht dazu keine diversitäre Alternative. Aus diesem Grund hat das KKM Ende August 2011 ein Grobkonzept zur Nachrüstung einer solchen von der Aare unabhängigen Kühlmittelversorgung eingereicht [9]: Die Realisierung wird in nächster Zukunft erfolgen.

Zur Erweiterung der anlageninternen Notfallmassnahmen zur Nachspeisung und Überwachung des Brennelementbeckens nach Ausfall der BEB-Kühlung ist Ende August 2011 ein Grobkonzept zur Verbesserung der BEB-Instrumentierung durch eine störfallsichere Füllstands- und Temperaturüberwachung eingereicht worden [10]: die Realisierung wird in nächster Zukunft erfolgen. Zur Erweiterung der BEB-Kühlung ist Ende August 2011 ein Grobkonzept zur Nachrüstung mit einem neuen Einhängekühlsystem mit Verwendung eines Zwischenkühlkreislaufts eingereicht [11]: die Realisierung wird in nächster Zukunft erfolgen.

Referenzen zu Kapitel 5

- [1] D1 Bernische Kraftwerke AG, Atomkraftwerk Mühleberg, Definitiver Sicherheitsbericht 1976.
- [2] D1 Bernische Kraftwerke AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Sicherheitsbericht 2010.
- [3] HSK Gutachten zum Gesuch um unbefristete Betriebsbewilligung und Leistungserhöhung für das Kernkraftwerk Mühleberg, HSK 11/250 Oktober 1991.
- [4] Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen SR 732.112.2 Art.5 Ziff. 4.
- [5] D1 Resun AG, TB-042-RS080011 v.02 „Sicherheitsbericht Ersatz Kernkraftwerk Mühleberg“, Beilage zum Rahmenbewilligungsgesuch vom Dezember 2008.
- [6] D1 Bernische Kraftwerke AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Deterministischer Nachweis zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Hochwassers AN-UM-2011/062 vom 30 Juni 2011.
- [7] D1 Bernische Kraftwerke AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Bericht zur Verfügung des ENSI vom 18. März 2011 AN-UM-2011/025 vom 30. März.2011.
- [8] Strahlenschutzverordnung SR 814.501.
- [9] D2 Bernische Kraftwerke AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Bericht zur Verfügung des ENSI vom 5.5.2011 über geplante Nachrüstungen im KKM/Forderung 1: diversitäre Kühlmittelversorgung AN-MM-2011/085.
- [10] D2 Bernische Kraftwerke AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Bericht zur Verfügung des ENSI vom 5.5.2011 über geplante Nachrüstungen im KKM/Forderung 3: Brennelementlagerbecken Instrumentierung AN-EM-2011/092.

- [11] D2 Bernische Kraftwerke AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Bericht zur Verfügung des ENSI vom 5.5.2011 über geplante Nachrüstungen im KKM/Forderung 2: Brennelementlagerbecken Kühlung AN-MM-2011/087.

6. Extreme Wetterbedingungen

Für die Analyse extremer Wetterbedingungen wird in diesem Bericht der Fokus auf folgende, meteorologische Ausprägungen der Umgebungsbedingungen gelegt:

1. Winde; die Analyse der Sicherheitsmargen umfasst die Beschreibung der ursprünglichen Auslegung der Anlage gegen die Einwirkung von Windlasten sowie die Bewertung anhand der neuesten Gefährdungsanalysen bezüglich Starkwinden und Tornados.
2. Niederschläge; die Analyse umfasst die Beschreibung der ursprünglichen Auslegung der Anlage bezüglich der Einwirkung von Starkregen, Schneefall und Hagel auf dem Areal. Hochwasserereignisse als Folge von Starkregen oder Schneeschmelze sind in Kapitel 5 abgehandelt.
3. Umgebungstemperaturen: Die Analyse umfasst die Beschreibung der ursprünglichen Auslegung der Anlage bezüglich hoher und tiefer Umgebungstemperaturen und deren Folgeerscheinungen.
4. Trockenheit: Als Folge von meteorologischen Extremereignissen kann sich die Wasserführung der Aare stark vermindern. Die Analyse umfasst die Beschreibung der Auslegung der Anlage gegen die Folgen von extrem niedrigem Aarepegel.

Im Folgenden werden die oben aufgelisteten extremen Wetterbedingungen einzeln je Unterkapitel bewertet. Weitere (extreme) Wetterbedingungen wie z.B. Lawinen, Nebel, Vereisung, Sandsturm, Flussverlagerung oder Blitzschlag sind entweder für den Standort KKM oder für die mit dem Stresstest beabsichtigten Bewertungen nicht relevant, und werden somit hier nicht weiter behandelt.

6.1 Auslegungsgrundlagen

6.1.1 Neubewertung der Wetterbedingungen für die Auslegung

Die Betriebs- und Sicherheitssysteme sind entweder in Gebäuden untergebracht, bei deren Auslegung die Einwirkungen von extremen Wetterbedingungen derart berücksichtigt wurden, dass der Schutz und die Funktionalität der Systeme gewährleistet ist, oder die Komponenten sind selbst gegen derartige Auswirkungen geschützt. Wesentliche Komponenten der externen, betrieblichen Stromversorgung sind ausserhalb von Gebäuden aufgestellt, so dass diese bei Einwirken von extremen Wetterereignissen konservativ als nicht verfügbar angenommen werden müssen.

Folglich sind in erster Linie die Auslegung und die Sicherheitsmargen von Gebäuden im Zusammenhang mit extremen Wetterbedingungen zu bewerten. Bei den Einwirkungen hoher und tiefer Temperaturen sowie bei tiefem Aarepegel ist auch die systemtechnische Auslegung von Relevanz.

Die Auslegung und Bemessung der Gebäude, Strukturen und Tragkonstruktionen erfolgte

1. für normale Betriebslasten (Eigenlast der Konstruktion und der installierten Anlageteile, Nutzlasten, Wärme- und Druckbelastungen während des Betriebes, Schnee) und
2. für Zusatzlasten (Wind, Erdbeben, Überflutung sowie Lasten, die infolge eines Störfalles auftreten).

Die Konstruktion und die Berechnungen wurden in Übereinstimmung mit den zum Zeitpunkt der jeweiligen Planung gültigen SIA-Normen ausgeführt. Die geologischen, hydrologischen und seismischen Bedingungen am Standort wurden berücksichtigt. Für dieses Kapitel ist insbesondere die Auslegung bezüglich Wind- und Schneelasten relevant; Die Erdbeben- und Überflutungslasten werden in den Kapiteln 4 bzw. 5 betrachtet, interne Störfälle stehen nicht im Fokus dieses Berichts. Bezüglich den hier betrachteten Einwirkungen wurde seit der Inbetriebnahme der Gebäude keine Requalifikationen durchgeführt, so dass die zu Grunde gelegten Gefährdungen auch noch heute ihre Gültigkeit haben (Gefährdungsannahme ursprünglich H1 = Gefährdungsannahme aktuell H2). Die Basis bildeten dabei die Normen SIA-160/1956, SIA-161/1956 und SIA-162/1968.

Für Wind- und Schneelasten wurden folgende Werte zu Grunde gelegt [1]:

Tabelle 19: Auslegungsmerkmale sicherheitsrelevanter Gebäude im KKM

Gebäude	Windlast (H1 = H2)	Schneelast (H1 = H2)
Reaktorgebäude	1.20 kN/m ²	1.25 kN/m ²
Maschinenhaus	0.85 kN/m ² bis +8 m 1.00 kN/m ² ab +8 m	1.20 kN/m ²
Betriebsgebäude	1.00 kN/m ²	1.15 kN/m ²
SUSAN-Gebäude	1.02 kN/m ²	1.20 kN/m ²
Pumpenhaus	0.85 kN/m ²	1.20 kN/m ²
Abluftkamin	0 bis 40 m: 1.90 kN/m ² 40 bis 80 m: 2.28 kN/m ² 80 bis 125 m: 2.85 kN/m ²	(unbedeutend)

6.1.1.1 Starkwinde und Tornados

Die bei der Bemessung angesetzten Windlasten können mit Hilfe von Näherungsformeln in Windgeschwindigkeiten umgerechnet werden. Es ergeben sich folgende Werte, skaliert auf 10 m über Boden [2]:

Tabelle 20: Auslegungs-Windgeschwindigkeiten für relevante Gebäude des KKM

Gebäude	Auslegungs-Windgeschwindigkeit
Reaktorgebäude	159 km/h
Maschinenhaus	142 km/h
Betriebsgebäude	146 km/h
SUSAN-Gebäude	147 km/h
Pumpenhaus	134 km/h
Abluftkamin	224 km/h

Es ist aus heutiger Sicht nicht mehr nachvollziehbar, welche Gefährdungsannahmen den SIA-Normen aus den 1950er und 1960er Jahren unterstellt wurden, welche zu den Bemessungswindlasten für die einzelnen Gebäude angesetzt worden sind.

Im Zuge der Entwicklung des Rahmenbewilligungsgesuchs für das Ersatzkernkraftwerk Mühleberg [3] sowie der Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2010 wurden für die probabilistische Sicherheitsanalyse des KKM die Wind- und Tornadohäufigkeiten auf Basis aktueller Messdaten neu bestimmt.

Dabei resultieren für den Standort des KKM (10 m über Boden) folgende Windböenspitzen (3-Sekunden-Böe):

Tabelle 21: Geschwindigkeiten von 3-Sekunden-Windböen am Standort des KKM

Mühleberg 10m	50-jährlich	100-jährlich	200-jährlich	1'000-jährlich	10'000-jährlich
Böenspitze [km/h]	93.6	96.1	98.3	102.2	106.6
Konfidenzintervall 95% [km/h]	[84.2 ; 105.1]	[86.0 ; 108.7]	[87.5 ; 112.3]	[89.6 ; 119.2]	[92.2 ; 127.1]

Die UVEK-Verordnung über die Gefährdungsannahmen für die Auslegung von Kernkraftwerken [5] verlangt, dass sämtliche externen Ereignisse mit einer Häufigkeit grösser gleich 10⁻⁴/Jahr durch die Anlage beherrscht werden müssen. Der Vergleich zwischen dem 95. Perzentil einer 10'000-jährlichen Windböe

mit 127.1 km/h und der Auslegungswindgeschwindigkeit des bezüglich Windeinwirkung schwächsten Gebäudes (Pumpenhaus mit 134 km/h) zeigt, dass das KKM auch unter neuesten Gefährdungsannahmen die Anforderungen der UVEK-Verordnung erfüllt und kein sicherheitsrelevantes System oder Gebäude durch die Einwirkung eines 10'000-jährlichen Windereignisses beeinträchtigt wird.

Da bei solch starken Ereignissen nicht davon ausgegangen werden kann, dass das externe Stromnetz noch funktioniert, ist ein Verlust der externen Stromversorgung bei Starkwinden zu unterstellen. Der Verlust der externen Stromversorgung (Loss of Offsite Power) wird durch die Anlage beherrscht (siehe Kapitel 7.1).

Die Gefährdung durch Tornados gehört auch beim KKM zu den betrachteten meteorologischen Extremereignissen. Trotz des eher seltenen Auftretens von Tornados in der Schweiz kann eine statistische Extremwertanalyse durchgeführt werden. Dabei ist zu beachten, dass ein Tornado in Abhängigkeit seiner Stärke eine unterschiedlich grosse Fläche betrifft und es innerhalb dieser Fläche zu stark unterschiedlichen Windgeschwindigkeiten (als Folge der starken Druckunterschiede) kommt. Im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse konnte gezeigt werden, dass die Häufigkeit eines Tornados, welcher das Areal des KKM trifft, die folgende Verteilung aufweist [3]:

Tabelle 22: Häufigkeit, dass ein Tornado gegebener Intensität das KKM trifft

Lokale Intensität (Enhanced Fujita-Skala)	Windgeschwindigkeiten einer 3-Sekunden-Böe im Tornado	Häufigkeit, dass das KKM- Areal getroffen wird
EF0	105-138 km/h	6.61E-5/Jahr
EF1	139-177 km/h	9.29E-6/Jahr
EF2	178-220 km/h	2.39E-6/Jahr
EF3	221-270 km/h	5.98E-7/Jahr
EF4	271-322 km/h	7.40E-8/Jahr
EF5	> 322 km/h	5.15E-9/Jahr

Aus der Tabelle wird ersichtlich, dass ein Tornado mit einer Häufigkeit von 10^{-4} /Jahr (gemäss der UVEK-Verordnung) deutlich schwächer ist als der Auslegungswert für die KKM-Gebäude gegen Windlasten. Wie bei Starkwinden muss bei Eintreffen eines Tornados ein Verlust der externen Stromversorgung unterstellt werden, da die Stromversorgungsnetze kaum gegen die Einwirkungen eines Tornados geschützt sind. Eventuelle Schäden durch herumfliegende und aufgewirbelte Objekte können zu weiteren Beeinträchtigungen der betrieblichen Systeme führen. Durch die Unterstellung eines Verlusts der externen Stromversorgung wird aber beim Nachweis der Beherrschung des Ereignisses bereits kein Kredit von betrieblichen Systemen genommen.

Mit den aktuell gültigen SIA-Normen ist folglich die Gefährdung durch Starkwinde und Tornadoes hinreichend abgedeckt. Sie decken sich mit den Anforderungen aus der UVEK-Verordnung zu den Gefährdungsannahmen für Kernkraftwerke [5], so dass eine Neudefinition der Windgefährdung nicht notwendig ist. Es ist auch bei der Gefährdung durch Wind und Tornados gemäss [5] davon auszugehen, dass als Auslegungsbasis das 10'000-jährliche Ereignis mit Unterstellung des Verlusts von nicht gegen diese Bedingungen ausgelegten Hilfs- und Versorgungssystemen genügt und gesetzeskonform ist.

6.1.1.2 Extremniederschläge

Unter dieses Kapitel fallen die Extremereignisse Starkregen, extremer Schneefall und Hagel auf dem Areal des KKM.

Bei der Bemessung der Gebäude wurden Niederschläge berücksichtigt, die Tabelle 19 gibt Auskunft über die zugrunde gelegten Schneelasten. Bezüglich Starkregen sind sämtliche sicherheitsrelevanten Gebäude im KKM so konstruiert, dass sich entweder durch die Dachform (Reaktorgebäude: Kuppel; SUSAN-Gebäude: Flachdach ohne Kanten) oder durch entsprechend grosszügig dimensionierte und mehrfach redundante Abflussrohre (Maschinenhaus) keine Wasseransammlung auf den Dächern bilden kann, welche die Auslegung bezüglich Schneelasten übersteigt. Weil das Areal des KKM zur Aare hin geöffnet ist

und keine Rückstaumöglichkeiten vorhanden sind, kann allfälliges Regenwasser, welches die Kapazität der Kanalisation übersteigt, ohne weiteres zur Aare hin abfliessen. Der Fall, dass die Aare derart extremes Hochwasser führt, dass dieser Abfluss nicht gewährleistet ist, wird in Kapitel 5 beschrieben.

Die Auslegung bezüglich Schneelasten basiert auf den während der 1960er Jahren gängigen SIA-Richtlinien. Diese sind mittlerweile überholt und es müssen heute bezüglich Schneelasten deutlich grössere Werte für die Tragwerksbemessung unterstellt werden [6]. Eine Requalifikation der sicherheitsrelevanten Gebäude des KKM bezüglich grösserer Schneelasten hat bislang nicht stattgefunden. Die aktuelle SIA-Norm genügt den Anforderungen der UVEK-Verordnung [5] nicht; ein 10'000-jährliches Schneefallerignis würde zu Schneehöhen von bis zu 149 cm führen, was eine Schneelast von 4.5 kN/m² bewirkt [3]. Durch die vorherrschende Raumwärme im Reaktorgebäude aufgrund fehlender Isolation kann jedoch mit grosser Wahrscheinlichkeit davon ausgegangen werden, dass der Schnee auf dem Reaktorgebäude schnellstens wegschmilzt. Dies hat sich bereits in der Vergangenheit gezeigt: selbst in strengen Wintern hat sich niemals Schnee angesammelt. Des Weiteren hat, im Zusammenhang mit der Gefährdung durch Sprengstoffanschläge, das KKM einen hohen Schutz bezüglich dynamischer Lasteinwirkung auf das Reaktorgebäude und das SUSAN-Gebäude nachgewiesen. Diese Lasten sind deutlich grösser als die Lasten eines 10'000-jährlichen Schneefallerignisses, was aufzeigt, dass das KKM über einen ausreichenden Schutz auch gegen Schneelasten verfügt und diesbezüglich die genannten Anforderungen erfüllen kann.

Das Reaktorgebäude wie auch das SUSAN-Gebäude sind gegen die Einwirkung von Trümmern bei einem Flugzeugabsturz auf dem Areal des KKM ausgelegt. Diese Auslegung ist abdeckend für sämtlich denkbaren Hagelereignisse. Der Störfallablauf entspricht unter der Annahme, dass sämtliche sicherheitsrelevanten Gebäude ausser dem Reaktorgebäude und dem SUSAN-Gebäude nicht kreditiert werden können, dem SUSAN-Anforderungsfall, welcher analog dem Eigenbedarfsfall (Kapitel 7.2) beherrscht wird.

6.1.1.3 Extreme Umgebungstemperaturen

Die höchsten am Standort des KKM je gemessenen Temperaturen traten im Hitzesommer 2003 auf und betragen 36.1 °C (10 m über Boden). Die tiefste Temperatur wurde im Winter 2005 mit -14.3 °C gemessen. Extreme Aussentemperaturen haben keinen direkten Einfluss auf die Anlagensicherheit. Dies begründet sich damit, dass:

- Luftgekühlte Aggregate (insbesondere Leittechnikaggregate) durch hohe Temperaturen nicht ausfallen, höchstens schneller altern. Durch das Alterungsüberwachungsprogramm des KKM werden solche Effekte rechtzeitig erkannt. Die im Sommer 2003 gemessenen Temperaturen liegen über der Auslegungstemperatur des SUSAN-Belüftungssystem (32.1 °C bei 40 % Luftfeuchtigkeit), ohne dass sich dabei Aggregate übermässig erhitzt hätten.
- Bei tiefen Aussentemperaturen sind im schlimmsten Fall Netzausfälle aufgrund von Eisbildung denkbar. Solche Störungen werden (siehe Kapitel 7.1) beherrscht.

Für den Standort des KKM wurden im Zuge des Rahmenbewilligungsverfahrens des EKKM die Extremtemperaturen neu bestimmt. Dabei wurden folgende Resultate ermittelt:

Tabelle 23: Häufigkeiten der Temperaturmaxima und -minima am Standort des KKM (10 m über Boden) inkl. 95%-Konfidenzintervall in Grad Celsius

	50 Jahre	100 Jahre	200 Jahre	1'000 Jahre	10'000 Jahre
Temperatur Maximum	35.3° [32.1°; 39.5°]	35.6° [32.3°; 40.2°]	35.9° [32.4°; 40.7°]	36.3° [32.6°; 41.6°]	36.6° [32.7°; 42.4°]
Temperatur Minimum	-14.4° [-10.3°; -20.2°]	-14.8° [-10.5°; -21.1°]	-15.1° [-10.6°; -21.9°]	-15.7° [-10.8°; -23.3°]	-16.1° [-11.0°; -24.7°]

Nach der Neudefinition der Gefährdungsannahmen, die einen Nachweis mit Wiederkehrperiode von 10'000 Jahren verlang (siehe Art. 5 Abs. 4 der UVEK-Verordnung [5]) muss gemäss obiger Tabelle für das KKM der Temperaturbereich von -16.1 bis 36.6 °C eingehalten werden. Da solche Temperaturen im Wesentlichen bereits erreicht wurden, ohne dass irgendwelche Störungen aufgetreten sind, kann ein solcher Nachweis als erbracht angesehen werden.

6.1.1.4 Extreme Trockenheit

Extreme Trockenheit kann für das KKM sicherheitstechnische Bedeutung haben, weil die Kühlung des KKM ausschliesslich auf Flusswasser basiert. Das Trinkwasser wird über den Anschluss des KKM an das Trinkwassernetz und mit der betriebseigenen Grundwasserquelle im Saanetal gedeckt. Diese Zusatzwasserfunktionen sind jedoch für die Beherrschung von Stör- und Unfällen nicht notwendig. Im folgenden wird nur auf die Kühlwasserversorgung aus der Aare eingegangen.

Für die Beurteilung der Abflussmengen der Aare am Standort werden die offiziellen Messwerte der am nächsten liegenden Messstation Bern-Schönau benutzt. Die niedrigsten am Pegel Aare Bern-Schönau gemessenen Tagesabflüsse seit Inbetriebnahme der Kraftwerke Oberhasli wurden 1930 mit 28.7 m³/s und 1944 mit 28.9 m³/s erreicht. Diese Tiefstwerte wurden vorher (1918 bis 1929) acht Mal unterschritten mit den Extremwerten von 20.8 m³/s (1921) und 21 m³/s (1925). Das Niedrigwasser-Verhalten hat sich durch den Bau der Stauseen im Grimselgebiet deutlich geändert, sodass die Werte vor 1930 nicht mehr relevant für die Bestimmung der Absolutwerte des Niedrigwassers und der Jährlichkeiten sind.

Die niedrigsten Tagesdurchschnittswerte der letzten 10 Jahre lagen am 14.01.2006 bei 30.8 m³/s und am 12.02.2006 bei 30.9 m³/s. Im Winter, in der Zeit von November bis Mitte März, ist in der Regel von niedrigen Abflüssen um 50 m³/s auszugehen, die Jahresminima liegen bei 40 m³/s, Extremwerte bei 30 m³/s. Aus der historischen Datenreihe für die Station Bern-Schönau (seit 1930) kann entnommen werden, dass kein niedrigster Jahreswert im Sommerhalbjahr, in den Monaten April bis September, aufgetreten ist. Somit sind Abflussmengen von unter 30 m³/s am Standort selten zu erwarten. In Extremsituationen kann der Wohlensee zusätzliches Wasser liefern und die flussabwärts gelegene Staustufe zusätzlich als Rückhaltstufe eingesetzt werden (vgl. unten). Eine natürliche Unterstützung dieser Staustufe bilden die Geschiebeablagerungen im Mündungsgebiet der Saane.

Mit der vom Bundesamt für Umwelt (BAFU) erstellten Niedrigwasserdatenbank können ebenfalls Angaben über Extremwerte der Abflussmengen für längere Zeiträume gemacht werden. Die statistische Auswertung der Messdaten der Messstation Bern-Schönau weisen auf ein 100-jährliches Niedrigwasser von ca. 31 m³/s hin.

Im Winter 2006 wurde der niedrigste im Tagesverlauf erreichte Abflusswert der letzten 10 Jahre am Wasserkraftwerk Mühleberg mit 27.41 m³/s gemessen. In diesem Fall sank der Pegel am Standort des Kraftwerkes jedoch nicht unter 461.1 m ü.M. Der Grund dafür ist der Betrieb der flussabwärts liegenden Kraftwerksstufe Niederried. Die Kote des durch das Kraftwerk aufgestauten Niederriedsees wird möglichst auf dem in der Konzession für die Monate Oktober bis und mit April festgeschriebenen Maximalwert von 461.14 m ü.M. gehalten. Momentan wird auch aus ökologischen Gründen geprüft, ob nicht auch im Sommer die Winterstauhöhe gefahren werden kann.

Bei einem Pegel von 459.74 m ü.M. wird die minimale Zulaufhöhe der Hauptkühlwasserpumpen unterschritten – die Reaktoroperatoren sind in einer solchen Situation angehalten, die Kühlwassermenge und damit auch die Reaktorleistung zu reduzieren [7]. Der Hauptkommandoraum steht in solchen Situationen im engen Kontakt mit der Leitstelle für das Mittelspannungsnetz der BKW, welche auch die Wasserkraftwerke zwischen Bern und dem Bielersee steuert.

Für die weitere Betrachtung wird von der Situation gemäss Kapitel 8.1 ausgegangen. Bei extremen Niedrigwasserpegeln, welche die minimale Zulaufhöhen der Haupt- und Hilfskühlwasserpumpen unterschreiten, ist die primäre, ultimative Wärmesenke (Hilfskühlwasser, Aare) nicht mehr verfügbar. Eine solche Situation wird von der Anlagenauslegung beherrscht.

6.1.1.5 Kombinationen von extremen Wetterphänomenen

Eine Gefährdung aufgrund aussergewöhnlichen Winterbedingungen durch eine Kombination von Schnee resp. Schneeverwehungen, niedrigen Temperaturen und Vereisung wird weltweit äusserst selten beo-

bachtet. Auch aus der langjährigen Betriebserfahrung des KKM geht eine solche Kombination nicht hervor.

Die genannte Kombination könnte zum Verlust der externen Wasserversorgung führen resp. zum Verlust der externen Stromversorgung. Auf diesen Fall wird in den Kapiteln 7 und 0 eingegangen.

Bei aussergewöhnlichen Sommerbedingungen handelt es sich um eine Kombination von hohen Temperaturen, Trockenheit, Waldbrand und niedrigem Flusswasserspiegel. Aus der Betriebserfahrung des KKM gibt es keine Hinweise auf ein kombiniertes Ereignis; auch im Sommer 2003 traten in der Standortumgebung keine Waldbrände auf.

Eine Kombination von hohen Temperaturen, Trockenheit und niedrigem Flusswasserspiegel könnte zu einer Gefährdung der Wasserversorgung führen; wie im Kapitel 8 dargestellt, ist eine ausreichende Kühlwasserversorgung auch unter ungünstigen Bedingungen sichergestellt. Des Weiteren ist Waldbrand, auch in Kombination mit anderen Phänomenen, durch die Auslegung der Anlage ein bezüglich der Gefährdung des Standortes vernachlässigbares Ereignis. Darüber hinaus kann davon ausgegangen werden, dass das glaziale Einzugsgebiet der Aare dafür sorgt, dass auch in extremen Hitzeperioden genügend Kühlwasser zur Verfügung stehen wird.

Kombinationen von extremen Wetterphänomenen werden durch die Darlegungen in den Kapiteln 7 und 8 abgedeckt.

6.2 Bewertung der Margen

6.2.1 Bewertung der Margen bei extremen Wetterbedingungen

6.2.1.1 Margen bei Starkwinden und Tornados

Wie in Kapitel 6.1.1.1 hergeleitet, besteht zwischen den Auslegungs-Windgeschwindigkeiten der sicherheitsrelevanten Gebäude des KKM und der 10'000-jährlichen Windböe/Tornado eine ausreichende Sicherheitsmarge.

Im Zuge einer Neubewertung der Windfragilitäten der Gebäude wurde mittels numerischer und mechanischer Modelle die Versagenswahrscheinlichkeit der Gebäude des KKM neu berechnet. Diese Berechnungen werden der H3-Gefährdung (Tabelle 21) gegenübergestellt, womit die Sicherheitsmargen berechnet werden können:

Tabelle 24: Sicherheitsfaktoren sicherheitsrelevanter Gebäude des KKM

Gebäude	HCLPF _{Wind}	Median _{Wind}	Sicherheitsfaktor _{HCLPF}	Sicherheitsfaktor _{Median}
Reaktorgebäude	132.7 km/h	408.7 km/h	1.25	3.85
SUSAN-Gebäude	2174.2 km/h	2686.5 km/h	20.49	25.32
Kamin	158.2 km/h	218.8 km/h	1.49	2.06
Betriebsgebäude	141.0 km/h	326.4 km/h	1.33	3.08
Maschinenhaus	258.3 km/h	325.1 km/h	2.43	3.06
Pumpenhaus	258.3 km/h	325.1 km/h	2.43	3.06

Aus Tabelle 24 wird deutlich, dass die robuste Bauweise des SUSAN-Gebäudes praktisch jeder denkbaren Windgeschwindigkeit standhält, insbesondere vor dem Hintergrund, dass Windgeschwindigkeiten über der Schallgeschwindigkeit physikalisch nicht möglich sind. Auch das Reaktorgebäude ist vergleichsweise massiv konstruiert, jedoch fällt durch die Modellierungsunsicherheiten der HCLPF-Wert deutlich unter den Auslegungswert, bleibt aber auch dort mit ausreichendem Sicherheitsabstand grösser als das 10'000-jährliche Starkwind- oder Tornado-Ereignis. Die Sicherheitsfaktoren der relevanten Ge-

bäude im KKM sind bezüglich des 10'000-jährlichen Windereignisses deutlich grösser als 1, so dass zusammenfassend von einer ausreichenden Sicherheitsmarge bezüglich Windereignissen ausgegangen werden kann. Damit sind sämtliche Sicherheitssysteme zur Einhaltung der Schutzziele geschützt.

Als Cliff-Edge-Effekt müsste eine mechanische, strukturelle Beschädigung des Reaktorgebäudes insbesondere im oberen Bereich angesehen werden. Damit wäre die Wärmeabfuhr aus dem Brennelementlagerbecken ernsthaft beeinträchtigt und mechanische Beschädigungen der dort gelagerten Brennelemente könnten nicht ausgeschlossen werden, insbesondere weil der Rundlaufkran im Reaktorgebäude abstürzen könnte. Die Kühlsysteme für das BE-Becken (Pumpen, Wärmetauscher) sind auf tiefer liegenden Ebenen des Reaktorgebäudes angeordnet, so dass deren Funktionstüchtigkeit u.U. nicht beeinträchtigt ist. In geringerem Ausmass wäre in einem solchen Fall die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor betroffen, weil sämtliche Kühlsysteme auf der -11 m-Ebene des Reaktorgebäudes angeordnet sind. Eine Beschädigung des Reaktorgebäudes hat demzufolge nicht notwendigerweise einen Ausfall dieser Systeme zur Folge.

6.2.1.2 Margen bei Extremniederschlägen

In Kapitel 6.1.1.2 wurde dargelegt, dass sich im Fall von Extremniederschlägen wegen der baulichen Gegebenheiten keine Wasserakkumulationen in gefährdendem Ausmass bilden können. Daher ist eine Margenbestimmung bezüglich Extremniederschläge weder möglich noch notwendig.

Im Bezug auf Schneelasten sind bezüglich der ursprünglichen Auslegung und der neuen Gefährdung keine Margen vorhanden.

Cliff-Edge-Effekte sind in diesem Fall sehr ähnlich denjenigen aus dem Kapitel 6.2.1.1.

6.2.1.3 Margen bei extremen Umgebungstemperaturen

Bei extrem tiefen Temperaturen sind gemäss den Ausführungen in Kapitel 6.1.1.3 keine sicherheitsrelevanten Einflüsse auf die Anlage identifiziert worden. Daher ist eine Ausweisung von Margen obsolet.

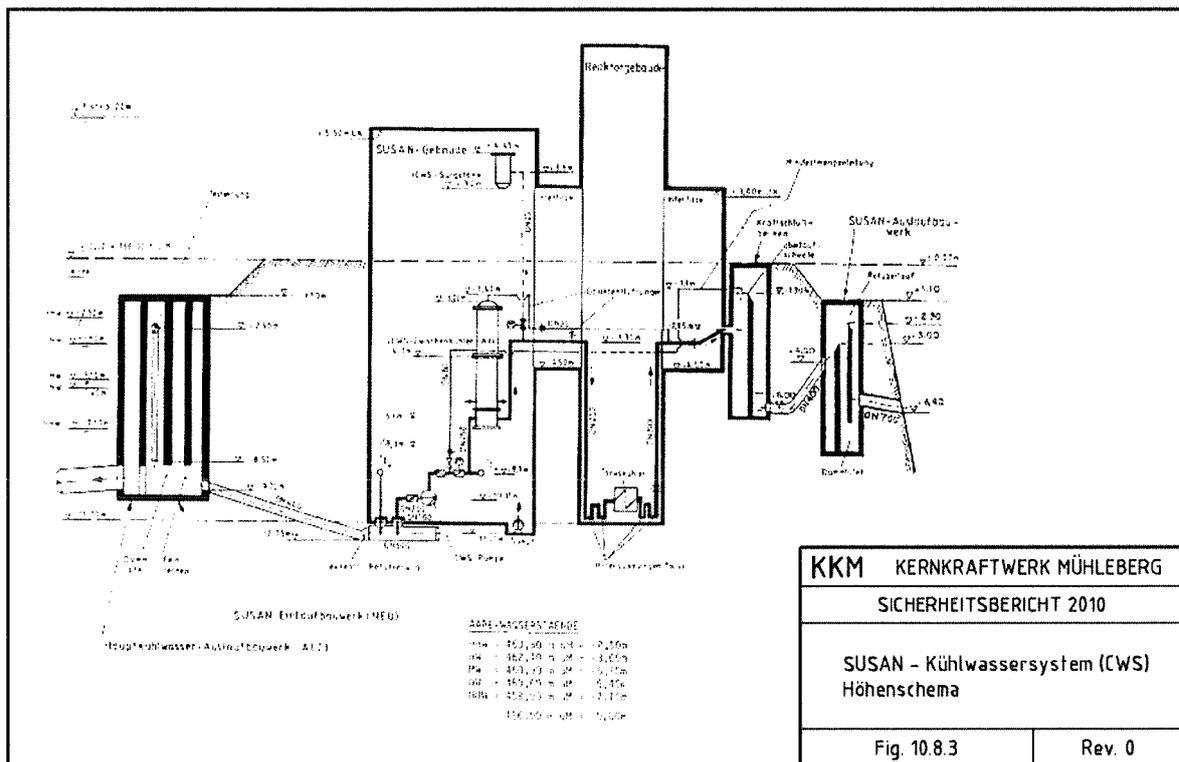
Bei extrem hohen Temperaturen wurde in Kapitel 6.1.1.3 dargelegt, dass die Auslegungstemperaturen der Lüftungssysteme bereits mehrfach überschritten wurden, ohne dass sicherheitsrelevante Störungen an Systemen aufgetreten sind. Eine Bestimmung von Sicherheitsmargen ist mit den aktuell vorliegenden Angaben und Betriebserfahrungen nicht möglich.

Durch die deutliche Abflachung der maximalen Temperaturen mit Zunahme der Jährlichkeiten gemäss der Tabelle 23 sind extrem abweichende hohe oder tiefe Temperaturen nicht zu erwarten. Weil die Anlage bezüglich der Aussentemperaturen nicht sensibel ist, sind keine Cliff-Edge-Effekte denkbar.

6.2.1.4 Margen bei extremer Trockenheit

Das SUSAN-Einlaufbauwerk ist derart ausgelegt, dass es auch bei minimalem Pegelstand der Aare genügend Kühlwasser für die SUSAN-Kühlsysteme bereitstellen kann, auch bei einem unterstellten Bruch der flussabwärtsgelegenen Stauhaltung Niederried.

Abbildung 10: Höhenschema des SUSAN-Kühlwassersystems



Bei Verlust der Stauhaltung des Wasserkraftwerks Niederried kombiniert mit einer extremen oder gar unterbrochenen Wasserführung der Aare sinkt der Pegel am Standort auf ca. -7.7 m (458.3 m ü.M.) [8]. Gemäss Abbildung 10 sind die SUSAN-Kühlwasserpumpen auf -10.15 m angeordnet, womit die Zulaufhöhe immer noch 2.45 m beträgt. Die Sicherheitsmarge bezüglich extrem tiefem Aarepegel als Folge extremer Trockenheit (in Kombination mit einem Wehrbruch in Niederried) beträgt somit 2.45 m.

Als Cliff-Edge-Effekt müsste der länger andauernde, extrem niedrige Pegel der Aare angesehen werden. Folge wäre ein Ausfall der primären und alternativen Wärmesenke. Dieser Fall ist in Kapitel 8.2 beschrieben.

6.2.2 Potentieller Bedarf zur Verbesserung der Widerstandsfähigkeit gegen extreme Wetterbedingungen

Aus den Beiträgen in Kapitel 6.1 lässt sich ableiten, dass beim KKM der Bedarf besteht, bezüglich extremer Schneelasten und extremen Umgebungstemperaturen die theoretischen Nachweise neu durchzuführen. Nach Vorliegen dieser Ergebnisse ist ggf. ein Verbesserungsbedarf bezüglich Optimierung von entsprechenden Gegenmassnahmen zu identifizieren.

Referenzen zu Kapitel 6

- [1] D1 BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, D. Steudler, Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude und systemübergreifende Aspekte, Bautechnik, PSÜ-Bericht 2010, Bericht 5/Teil 2, PSÜ-KL-2010/502, Mühleberg, 2010.
- [2] D1 BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, O. Zuchuat, High wind and tornado frequency, AN-KL-05/053, Mühleberg, 2005.
- [3] D1 Resun AG, Sicherheitsbericht Ersatz Kernkraftwerk Mühleberg, TB-042-RS080011, v02.00 - Beilage zum Rahmenbewilligungsgesuch vom Dezember 2008, Aarau, 2009.

-
- [4] D1 BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Mühleberg Probabilistic Safety Assessment MUSA 2010, Appendix O.4: Extreme Wind and Tornado, Mühleberg, 2010.
 - [5] Eidgenössische Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation (UVEK), Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen, Bern, 17. Juni 2009 (Stand am 1. August 2009).
 - [6] SIA-Norm 261, Einwirkung auf Tragwerke, 2003.
 - [7] D2 BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Gesamtanlagenfahrvorschrift, GAFV-BM-001.1, 2011.
 - [8] D1 BKW FMB Energie AG, Ergänzende Untersuchungen zur Benützung des KW-Auslaufes als KW-Einlauf für SUSAN, BKW/Bauabteilung/D. Steudler, Nr. 2422.MA.87003, 1987.

7. Stromausfall

Im Folgenden werden die folgenden Begriffe im Zusammenhang mit Ereignissen mit Verlust der Stromversorgung verwendet;

- **LOOP:**
Verlust der externen Drehstrom-Hauptversorgung (220 kV) (Inselbetrieb)
- **T-LOOP:**
Verlust der externen Drehstromversorgung (220 und 50 kV) + Generatoren
- **Station Blackout (SBO):**
Verlust der Notstromversorgung der Stränge I und II (Notstandfall): Verlust der gesamten externen Drehstromversorgung + Generatoren + Notstromdiesel + Wasserkraftwerk.
- **Total Station Blackout (Total-SBO):**
Verlust der Notstromversorgung der Stränge I, II, III und IV: Verlust der gesamten externen Drehstromversorgung + gesamte interne Drehstromversorgung + Notstandsdiesel (SUSAN-Diesel).

7.1 Netzausfall (LOOP und T-LOOP)

Wie in Kapitel 3.3.5 beschrieben, sind in der Auslegung des KKM mehrere redundante und diversitäre Systeme zur Versorgung der elektrischen Anlagen und der Sicherheitssysteme der Stränge I und II und III und IV vorhanden.

Die für den Eigenbedarf benötigte elektrische Energie wird über je einen Eigenbedarfstransformator gedeckt, der mit der Generatorableitung (zwischen Lastschalter und Maschinentransformator) verbunden ist und je eine Blockschiene versorgt. Die beiden Blockschienen D und F werden somit im Normalbetrieb entweder von den Generatoren oder vom 220-kV-Netz unter Spannung gehalten.

Nach einem Lastabwurf der 220-kV-Schiene (LOOP) bleiben Reaktor und Turbinen in Betrieb und decken den Eigenbedarf im Inselbetrieb. Damit steht eine zusätzliche Stromversorgung zur Kernkühlung und Nachzerfallwärmeabfuhr des Reaktors zur Verfügung.

Weiterhin steht die Anfahrschiene E zur Verfügung, die ihre Leistung über den Anfahrtransformator aus dem 50-kV-Netz beziehen kann. Die Blockschienen D und F schalten bei Spannungsabfall automatisch auf die E-Schiene um.

Für den Fall eines totalen Verlustes der elektrischen Eigenbedarfsversorgung (T-LOOP) stehen weiterhin folgende Notstromquellen für die Versorgung des benötigten Eigenbedarfs (Drehstrom) zur Verfügung:

- Zwei 16-kV Notstrom-Einspeisungen, versorgt von einem Generator des Wasserkraftwerks Mühleberg, welche im Bedarfsfall die Sicherheitssysteme der Stränge I und II versorgen,
- Drei Dieselgenerator-Anlagen (1 Notstromdiesel, zwei SUSAN-Notstandsdiesel) zur Notstromversorgung auf entsprechende 380-V-Schienen der Sicherheitssysteme.

Eine Notstrom-Dieselanlage versorgt die Sicherheitssysteme der Stränge I und II, während die beiden SUSAN-Notstandsdiesel getrennt in die Stränge III und IV einspeisen.

Im Rahmen des Accident Managements steht im KKM ein zusätzlicher Diesel, überflutungs- und erdbebensicher aufgestellt, auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes zur Verfügung. Mit Hilfe dieses Diesels können die in der Anlage vorhandenen Batterien in den SUSAN-Divisionen (Stränge III und IV) wieder aufgeladen werden.

7.1.1 Ursache für den Ausfall der Eigenbedarfsversorgung

Der vollständige Verlust der elektrischen Eigenbedarfsversorgung deckt auch die folgenden Ereignisse ab:

1. Ausfall der externen Stromversorgung, einschliesslich
 - 220-kV-Netz
 - 50-kV-Netz
2. Ausfall der 6-kV-Schienen

Der Ausfall der Eigenbedarfsversorgung kann als Folge der Trennung der Anlage vom Netz, welches die Hilfs- und Nebensysteme mit Strom versorgt, auftreten. Dieses Ereignis kann durch Anlagenstörungen, Bedienungsfehler, Störungen im elektrischen Netz oder externe Ereignisse verursacht werden.

Der Ausfall der Eigenbedarfsversorgung kann auch durch einen doppelten-Generator-Lastabwurf nach einer Reaktorschnellabschaltung bei gleichzeitigem Ausfall der 50-kV-Leitung auftreten. Der Ausfall einer 6-kV-Schiene kann durch eine Ausrüstungsstörung, Kurzschlüsse, Bedienungsfehler usw. verursacht werden.

7.1.2 Ereignisablauf und Systemanforderungen

Der Ausfall der Eigenbedarfsversorgung führt zur Abschaltung der Umwälz- und Speisewasserpumpen und einem Verlust des Hauptkühlwassers mit anschliessendem Verlust der Hauptwärmesenke und dem Schliessen der MSIVs (Main Steam Isolation Valves).

Nach dem Schliessen der MSIVs wird der Druckanstieg durch das Öffnen der SRVs begrenzt, und der RDB-Füllstand wird durch den Betrieb des RCIC aufrechterhalten. Die Auswirkungen des Ereignisses hängen im Wesentlichen von den anfänglichen Betriebsbedingungen ab.

7.1.3 Erforderliche Operateurhandlungen

Wenn gemäss der symptomorientierten Anweisung SYA-B-002 (Primarcontainment-Überwachung) das entsprechende Kriterium in der Torus-Temperatur-Überwachung erreicht wird, muss der Operateur die RDB-Druckentlastung einleiten. Er kann weiter das STCS (Shutdown and Torus Cooling System) im Toruskühlmodus zur Abfuhr der Nachzerfallswärme in Betrieb nehmen. Im Normalfall genügt das TCS, welches automatisch in Betrieb geht, zur Abfuhr der Nachwärme, so dass eine Druckentlastung nicht notwendig ist.

7.1.4 Auswirkungen eines Einzelfehlers

Der begrenzende Einzelfehler in einem System zur Ereignisbeherrschung, der die grösste Anforderung an die Einhaltung des Akzeptanzkriteriums „Kernkühlung“ darstellt, ist der Ausfall einer RCIC-Pumpe. Die RCIC-Pumpen sind redundant (tolerant auf Einzelfehler), damit die erforderlichen Aktionen und Ereignis-Akzeptanzgrenzen erfüllt werden können. Aus diesem Grund wird die Ereignisbewertung durch den Einzelfehler nicht entscheidend beeinflusst.

7.1.5 Kern- und Systemverhalten

7.1.5.1 Eingangparameter und Anfangsbedingungen

Es wird angenommen, dass der Reaktor mit Nennleistung betrieben wird.

7.1.5.2 Ergebnisse

Der Ausfall der Eigenbedarfsversorgung stellt eine kleinere Gefährdung der SAFDL (Vorgegebene zulässige Brennstoffauslegungsgrenzen) als die begrenzenden Ereignisse mit Druckaufbau dar und eine spezifische Analyse des Ereignisses ist nicht erforderlich. Das Öffnen der SRVs und der Betrieb des RCIC führen dazu, dass radioaktiver Dampf in den Torus geleitet wird. Allerdings ist die in den Torus eingeleitete Dampfmenge grundsätzlich gleich gross wie die Dampfmenge bei RDB-Isolationsereignissen. Auf Grund dieser Ergebnisse wird der vollständige Ausfall des Eigenbedarfs als nicht begrenzend klassiert und erfordert keine Bewertung für Nachladungen.

Die Anlage kann bei einem Verlust des Eigenbedarfs mit Hilfe der im KKM vorhandenen Notstromquellen in einen sicheren abgestellten Zustand gebracht und über mehrere Tage (> 72 h) ohne den Einsatz von mobilen oder externen Mittel stabil gehalten werden. Im nachfolgenden Kapitel 7.1.6 sind die Laufzeiten der im KKM vorhandenen Notstromquellen im Detail festgehalten.

7.1.5.3 Barriereverhalten

Bei Einhaltung der SAFDL wird bei diesem Ereignis kein Brennstoffdefekt erwartet. Dieses Ereignis verursacht einen steigenden Reaktor Druck; der maximale Druck wird jedoch durch das Ereignis „Schliessen aller MSIVs mit Neutronenfluss-SCRAM“ abgedeckt. Somit ist nachgewiesen, dass die Grenzwerte des ASME-Codes eingehalten werden und keine Brennelementschäden (Hüllrohrintegrität) auftreten.

7.1.6 Verfügbarkeit der am Standort vorhandenen Notstromquellen

7.1.6.1 Verfügbarkeit ohne externe Mittel

Die Eigenbedarfsversorgung im Inselbetrieb steht im Fall eines LOOP (Loss of Offsite Power) zur Verfügung solange einer der beiden Turbo-Generatoren in Betrieb ist.

In Falle eines T-LOOP (Total Loss of Offsite Power) in dem auch die Eigenbedarfsversorgung im Inselbetrieb ausfällt, stehen weiterhin mehrere redundante Stromversorgungen zur Verfügung.

Die zwei Notstrom-Einspeisungen vom 16-kV-Netz des Wasserkraftwerkes Mühleberg, welche im Bedarfsfall die Sicherheitssysteme der Stränge I und II versorgen, stehen ohne zeitliche Begrenzung zur Verfügung, solange das Wasserkraftwerk Mühleberg in Betrieb ist. Diese Einspeisungen stehen auch bei Ausfall des 50-kV-Netzes im Wasserkraftwerk (WKW) auf Hydro-Inselbetrieb weiterhin zur Verfügung.

Falls auch die Notstromversorgung ab dem Wasserkraftwerk bei einem T-LOOP nicht zur Verfügung steht (z.B. bei extremen Hochwasserlagen, aufgrund eines Erdbebens, welches die Verfügbarkeit des Wasserkraftwerks einschränkt, etc.), kann die Notstromversorgung über die 3 redundanten Notstromdieselgeneratoren (Notstromdiesel und beide SUSAN-Diesel) sowie mittels Accident Management Massnahmen über das auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes überflutungs- und erdbebensicher gelagerte zusätzliche Dieselaggregat sichergestellt werden (siehe auch Kapitel 7.2.1 und Kapitel 3.3.5.3.1).

Die Dauer der Notstromverfügbarkeit hängt grundsätzlich von der Dieselbelastung und dem verfügbaren Kraftstoffvorrat respektive der Nachfüllmöglichkeiten ab.

Bei einem vollständigen Verlust der Stromzufuhr zum KKM sind die Betriebszustände und Laufzeiten der Notstrom-Dieselaggregate im Kapitel 3.3.5.3.1 angegeben.

7.1.6.2 Vorkehrungen um die Verfügbarkeit der vorhandenen Notstromquellen zu verlängern und externe Notstromquellen

Die im KKM vorhandenen Dieselaggregate verfügen über genügend Treibstoff für einen autarken Betrieb der Notstromaggregate von mehr als 72 Stunden. Darüber hinaus sind am Standort folgende Vorkehrungen und externen Einsatzmittel vorhanden bzw. können im Bedarfsfall angefordert werden, um die Verfügbarkeit der Notstromaggregate zu verlängern oder diese zu ersetzen:

- Am Standort KKM ist ein Tankfahrzeug vorhanden, welches ca. 10'000 l Diesel zur Nachbetankung der Notstromdiesel enthält. Dieses kann innerhalb kurzer Zeit die Diesel über Einfüllstutzen betanken. Damit kann die Verfügbarkeit der Notstromdiesel verlängert werden, sofern das Tankfahrzeug den Standort noch befahren kann (der Standort kann mit dem Tankfahrzeug auch bei einer geringfügigen Überflutung des Areals noch befahren werden). Die entsprechenden Laufzeiten der Diesel unter der Annahme, dass diese durch das Tankfahrzeug nachbetankt werden können, sind für die Betriebszustände 1-4 in Kapitel 3.3.5.3.1 angegeben.
- Weiter kann vom SUSAN-Dieseltank Brennstoff zum Notstromdiesel gebracht werden, ohne dass der geschützte Bereich des Kraftwerks verlassen werden muss. Die dazu notwendigen Schritte sind in einer KKM-internen Vorgehensvorschrift festgehalten. Damit kann die Laufzeit des Notstromdiesels verlängert werden.
- Seit dem 30.5.2011 kann zudem auf die Einsatzmittel im externen Notfalllager Reitnau zugegriffen werden, siehe Kap. 9.1.6.1.
- Weiter sind in unmittelbarer Kraftwerksnähe Lager vorhanden, siehe Kap. 9.1.5.3.

Weitere Informationen zum externen Lager in Reitnau und in Kraftwerksnähe und zur externen Unterstützung des Kraftwerks in auslegungsüberschreitenden Situationen befinden sich in Kapitel 9.1.6.

7.1.6.3 Verfügbarkeit von kompetenten Fachkräfte

In der Notfallorganisation des KKM sind genügend kompetente und qualifizierte Fachkräfte vorhanden, um die zur Gewährleistung der Sicherheit notwendigen Aufgaben auszuführen. Das der Notfallorganisation zugeteilte Personal wird zur Ausführung der dazu notwendigen Aufgaben entsprechend geschult und ist somit in der Lage, auch unter extremen Bedingungen adäquat zu reagieren und die geforderten Aufgaben in nützlicher Frist zu erledigen. Weitere Angaben zur Notfallorganisation, den AMM und SAMG sind in Kapitel 9 festgehalten.

7.1.7 Cliff-Edge-Effekte

Cliff-Edge-Effekte treten erst auf, wenn die Versorgung der Anlage mit Wechselstrom durch die Notstrom- und SUSAN-Notstanddiesel nicht mehr sichergestellt werden kann. Siehe dazu Kapitel **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.**

7.1.8 Vorgesehene Massnahmen zur Erhöhung der Anlagensicherheit und zur Verhinderung von Cliff-Edge-Effekten

Im KKM sind, wie oben beschrieben, bereits verschiedene redundante und diversitäre Systeme zur Notstromversorgung der Anlage vorhanden. Dabei werden im Kapitel 7.1.6.2 auch mobile und externe Mittel beschrieben, welche aufgrund der Erkenntnisse aus den Ereignissen in Japan, Behördenforderungen etc. nachgerüstet wurden bzw. zur Verfügung stehen (z.B. zusätzliches Dieselaggregat auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes, Zugang zu einem externen Lager in unmittelbarer Kraftwerksnähe). In [1] werden vom ENSI auch weitere Nachrüstungen zur Verbesserung der Anlagensicherheit gefordert. Diese werden gemäss den Vorgaben der Aufsichtsbehörde umgesetzt.

Unter anderem beinhalten diese Projekte Massnahmen zur Optimierung des SUSAN-Einlaufbauwerks sowie zur alternativen direkten Bespeisung des SUSAN-Kühlwassersystems mit mobilen Pumpen (siehe auch Kapitel 5.2.1.3).

7.2 Netzausfall und Eigenbedarfs-Ausfall (SBO und Total-SBO)

7.2.1 Verlust der Notstromversorgung der Stränge I und II (Notstandfall), SBO

In diesem Szenario wird angenommen, dass neben der externen Stromversorgung, der Eigenbedarfsversorgung im Inselbetrieb und der Notstromversorgung ab dem Wasserkraftwerk Mühleberg zusätzlich die Notstromversorgung ab dem der Notstromdieselgenerator ausfällt. In diesem Fall stehen im KKM im SUSAN-Gebäude weiterhin zwei redundante Dieselgeneratoren zur Versorgung der Sicherheitssysteme der Stränge III und IV zur Verfügung.

Die Kernkühlung und die Abfuhr der Nachwärme kann mit Hilfe dieser SUSAN-Diesel und den zugeordneten SUSAN-Sicherheitssystemen sichergestellt werden. Die SUSAN-Systeme sind so ausgelegt, dass sie den autarken Betrieb der Anlage über mehrere Tage erfüllen können und die Anlage in einen sicheren Zustand überführen und in diesem halten können. Dabei reicht eine SUSAN-Division aus, um die gesamte Nachzerfallswärmeabfuhr sicherzustellen.

Die SUSAN-Diesel verfügen über genügend Treibstoffinventar, um einen Betrieb beider SUSAN-Diesel über deutlich mehr als 72 Stunden sicherzustellen, bevor ein Nachtanken z.B. mit dem am Standort vorhandenen Tankfahrzeug notwendig wird (siehe Betriebsweise 2, Kapitel 3.3.5.3.1).

Auch in diesem Fall stehen weiterhin die unter 7.1.6.2 beschriebenen Vorkehrungen, mobilen und externen Mittel zur Verfügung, um die Laufzeit der SUSAN-Diesel zu verlängern bzw. um eine alternative Notstromversorgung einzurichten.

7.2.1.1 Ereignisablauf

- Aufgrund des Ausfalls der externen Stromversorgung wird eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst.
- Die SUSAN-Diesel (bzw. eine SUSAN-Division) übernehmen die Stromversorgung der Stränge III und IV
- Mit Hilfe der SUSAN-Sicherheitssysteme wird die Nachzerfallswärmeabfuhr sichergestellt. Dabei genügt eine SUSAN-Division, die zweite SUSAN-Division geht ebenfalls in Betrieb. Das Einzelfehlerkriterium (Ausfall einer SUSAN-Division) wird hiermit abgedeckt (siehe Betriebsweise 2, Kapitel 3.3.5.3.1).
- Der Reaktor wird in einen sicheren abgestellten Zustand überführt und gehalten.

7.2.1.2 Verfügbarkeit der Notstromquellen und Vorkehrungen um die Verfügbarkeit der vorhandenen Notstromquellen zu verlängern sowie externe Notstromquellen

Die Aussagen aus Kapitel 7.1.6.2 treffen auch hier zu.

7.2.1.3 Verfügbarkeit von kompetenten Fachkräfte

Die Aussagen aus Kapitel 7.1.6.3 treffen auch hier zu.

7.2.1.4 Cliff-Edge-Effekte

Cliff-Edge-Effekte treten auf, wenn die SUSAN-Notstanddiesel ausfallen oder nicht zur Verfügung stehen. In diesem Fall muss zur Linderung der Auswirkungen auf interne und externe mobile Einsatzmittel, die AMM und SAMG zurückgegriffen werden (siehe Kapitel 7.2.1.2, 7.2.2.4 und 9).

Das Eintreten dieses Cliff-Edge-Effektes kann für den Fall, dass die Treibstofftanks der SUSAN-Diesel aus irgendwelchen Gründen nicht nachgefüllt werden können und keine mobilen oder externen Mittel innerhalb nützlicher Frist in Betrieb sind, gemäss den Angaben in Kapitel 7.1.6.1 erst nach mehr als 72 h auftreten. Dies gibt der Notfallorganisation genügend Zeit um andere Massnahmen, z.B. durch Anfordern der Einsatzmittel aus dem externen Lager in Reitnau, einzuleiten. Eine weitere Möglichkeit für das Auftreten dieses Effektes besteht, wenn die Dieselmühlung nicht gewährleistet werden kann (z.B. bei einer Nichtverfügbarkeit des CWS, Kühlwassersystem der Stränge III und IV).

7.2.1.5 Vorgesehene Massnahmen zur Erhöhung der Anlagensicherheit und zur Verhinderung von Cliff-Edge-Effekten

Im KKM sind, wie oben beschrieben, bereits verschiedene redundante und diversitäre Systeme zur Notstromversorgung der Anlage vorhanden. Dabei werden im Kapitel 7.1.6.2 auch mobile und externe Mittel beschrieben, welche aufgrund von eigenen Erkenntnissen aus den Ereignissen in Japan, Behördenforderungen etc. nachgerüstet wurden bzw. zur Verfügung stehen (z.B. zusätzliches Dieselaggregat auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes, Zugang zu einem externen Lager in unmittelbarer Kraftwerksnähe). In [1] werden vom ENSI auch weitere Nachrüstungen zur Verbesserung der Anlagensicherheit gefordert. Diese werden gemäss den Vorgaben der Aufsichtsbehörde umgesetzt.

Unter anderem beinhalten diese Projekte Massnahmen zur Optimierung des SUSAN-Einlaufbauwerks, zur alternativen direkten Bespeisung des SUSAN-Kühlwassersystems mit mobilen Pumpen und zur Einrichtung einer zusätzlichen diversitären Wärmesenke.

Die Massnahme zur Optimierung des SUSAN-Einlaufbauwerks wurden während der Jahresrevision 2011 umgesetzt. Die neu angebrachten Ansaugstutzen werden durch einen Anprallschutz geschützt. Diese Massnahme verbessert die Verfügbarkeit des SUSAN-Einlaufbauwerks im Falle eines Hochwassers mit grossem Geschiebetransport, welcher zur Folge haben könnte, dass die bisher vorhandenen SUSAN-Einläufe verstopfen (siehe Kap. 5).

Die Nachrüstung einer zusätzlichen Einspeisemöglichkeit durch vier Anschlussstutzen, welche in eine Einlaufkammer hinter dem SUSAN-Rechen münden, ermöglicht die Kühlwasserversorgung des SUSAN-Notstandsystems mit mobilen Pumpen. Insgesamt können vier Pumpen angeschlossen werden, wobei zwei Pumpen zur Bespeisung des SUSAN-Systems mit Kühlwasser ausreichen.

Zur Verbesserung der Verfügbarkeit der SUSAN-Systeme sollte auch deren Kühlung diversitär aufgebaut werden. Das Konzept für eine diversitäre Wärmesenke (siehe Kapitel 5.2.1.3) beinhaltet eine mögliche Alternative für die Kühlung der SUSAN-Dieselgeneratoren.

Durch diese Massnahmen wird indirekt auch eine Erhöhung der Verfügbarkeit der SUSAN-Diesel erreicht, da diese durch das SUSAN-Zwischenkühlwassersystem (ICWS) gekühlt werden und nur zur Verfügung stehen, wenn das ICWS verfügbar ist.

7.2.2 Verlust der Notstromversorgung der Stränge I, II, III und IV, Total-SBO

Bei einem totalen Station Blackout (Total-SBO) Szenario, beim totalen Verlust aller Wechselstromquellen inklusive der internen Not- und Notstanddieselaggregaten (Notstromversorgung ab Wasserkraftwerk Mühleberg, Notstromdiesel und SUSAN-Diesel), stehen im KKM weiterhin die nachfolgend beschriebenen Gleichstromversorgungen zur Verfügung (siehe auch Kapitel 3.3).

Die Nachzerfallswärmeabfuhr erfolgt in diesem Szenario über die Reaktor-Druckentlastung und über die Containment-Druckentlastung (siehe Kapitel 7.2.2.2) über den äusseren Torus an die Atmosphäre. Dieser Prozess ist passiv und funktioniert damit auch ohne Wechselstrom.

Um die durch die Druckentlastung im Reaktorkern auftretenden Volumenverluste auszugleichen, stehen verschiedene Einspeisevarianten zur Verfügung. Diese werden in AMM-B-001, alternative Kernkühlung, beschrieben.

In AMM-B-001 werden mögliche Einspeisevarianten durch Kombination von noch funktionstüchtigen Leitungen und Anlageteilen aufgezeigt, und das Vorgehen für die Einspeisung wird in Checklisten beschrieben. Welche Leitungen und Anlageteile für die entsprechenden Einspeisungen verfügbar sein müssen, ist in den Checklisten angegeben. Unabhängig von der Wasserqualität kann die Einspeisung von der Aare, vom Feuerlöschnetz oder Hochreservoir erfolgen.

Die Anlage kann mit Hilfe der Accident Management (AMM) und Severe Accident Management Guidance (SAMG) Prozeduren und den am Standort und im externen Notfalllager vorhandenen mobilen Einsatzmittel in einen sicheren abgestellten Zustand gebracht und in diesem Zustand gehalten werden.

7.2.2.1 Gleichstromversorgung der Sicherheitssysteme

Die Gleichstromversorgung der Sicherheitssysteme bzw. die im KKM vorhandenen Batterien sind im Kapitel 3.3.6 beschrieben.

7.2.2.2 Druckentlastung des Reaktordruckbehälters und Containment-Druckentlastung

Die Druckentlastungsfunktion des Reaktordruckbehälters ist im Kapitel 3.3.2 und die Containment-Druckentlastungsfunktion ist im Kapitel 3.3.4 beschrieben.

7.2.2.3 Ereignisablauf

- Stromausfall, die interne Notstromversorgung steht nicht zur Verfügung bzw. die Notstandsdiesel können nicht in Betrieb genommen werden.
- Aufgrund der Folgen des „Station Blackouts“ wird ein SCRAM ausgelöst.
- Der Druck und die Temperatur im Reaktor steigen.
- Die Operateure leiten eine kontrollierte Abkühlung/Druckentlastung des Reaktors ein.
- Die Nachzerfallswärme wird über die Druckentlastung in den Torus (Primär-Containment) abgeführt. Die Torus-Temperatur steigt.
- Durch die Containment-Druckentlastung wird die Nachzerfallswärme über den äusseren Torus und somit über eine gefilterte Druckentlastung des Sekundärcontainments an die Umgebung/Atmosphäre abgegeben.
- Das durch die Abfuhr der Nachwärme über die Druckentlastung des Reaktors verlorene Wasserinventar wird vom Feuerlöschnetz, dem Hochreservoir, direkt aus der Aare über mobile Pumpen der Feuerwehr (vor Ort vorhanden) oder durch externe Mittel aus dem externen Notfalllager nachgespiesen. Zur Einrichtung dieser Einspeisungen werden folgende Zeiten benötigt:
 - Von Hochreservoir via RCIC Druckleitung, bestehend, fix installiert: 2 min
 - Das Hochreservoir hat dabei genügend Inventar, um eine Einspeisung über mindestens eine Stunde sicherzustellen. In dieser Zeit kann die alternative Einspeisung über die Feuerlöschpumpe und Schlauchverbindung installiert werden.
 - Vom Feuerlöschnetz über RCIC Druckleitung: 15 min
 - Von Aare mit Feuerlöschpumpe und Schlauchverbindung: 25 min

Durch ein kontrolliertes Abkühlen, das durch das Eingreifen der Operateure nach 10 Minuten initiiert wird, wird die Zeit bis zum „Onset of core damage“ gemäss den Angaben in [2] ungefähr verdoppelt. Mit dieser Massnahme kann Zeit gewonnen werden, um mobile Einsatzmittel zur Einspeisung in den Kern oder zur Wiederherstellung der Wechselstromversorgung einzusetzen. Durch diese externen Massnahmen kann eine Kernschmelze und das damit verbundene Risiko einer grösseren Freisetzung von Radioaktivität verhindert bzw. verringert werden. Zur Einrichtung der Massnahmen zur alternativen Kernkühlung steht dabei genügend Zeit zur Verfügung.

Mit Hilfe dieser Massnahmen kann der Reaktor in einen sicheren abgestellten Zustand überführt und in diesem gehalten werden. Dies bestätigen auch die Angaben in [3]. Darin ist festgehalten, dass Szenarien mit ADS (automatic depressurisation), einer Einspeisung aus dem Feuerlöschnetz und einer funktionierenden Containment-Druckentlastung zu einer erfolgreichen Kernkühlung führen.

7.2.2.4 Handlungen zwecks Vorbeugung der Brennstoff-Degradation

Im KKM sind verschiedene mobile Einsatzmittel und entsprechende Accident Management (AMM) und Severe Accident Management Guidance (SAMG) Dokumentationen zur Beherrschung von auslegungsüberschreitenden Situationen vorhanden (siehe auch Kapitel 9).

- Für den totalen Ausfall aller Wechselstromquellen stehen zudem verschiedene Batterien zur Versorgung der unterbrechungsfreien Gleichstromversorgung zur Verfügung.
- Am Standort des KKM, auf dem Dach des SUSAN-Notstandsgebäude, steht ein weiterer mobiler Dieselgenerator zur Verfügung, welcher im Anforderungsfall den Strombedarf zur Aufladung der Batterien übernehmen kann. Mit Hilfe der Batterien können die wichtigsten Funktionen zur Nachzerfallswärmeabfuhr wie z.B. das RCIC System betrieben werden. Die anfängliche Kapazität der Batterien, die Anlage über 14 Stunden mit Gleichstrom zu versorgen, reicht dabei aus, um den Diesel zur Wiederaufladung der Batterien in Betrieb zu setzen. Das vorhandene Treibstoffinventar reicht dabei aus, um ohne Nachtankung die Batterien über mehr als 1'000 Stunden sicherzustellen (siehe Kapitel 3.3.5.3.1).
- Als weitere Massnahmen sind, wie oben beschrieben, Feuerwehreinsatzmittel vor Ort. Mit Hilfe dieser Einsatzmittel kann Wasser, auch beim allfälligen Ausfall oder einer Nichtverfügbarkeit der oben beschriebenen Massnahmen zur Notstromversorgung, aus dem Feuerlöschnetz oder dem Hochreservoir über die RCIC Druckleitung oder Aarewasser mit Hilfe einer mobilen Pumpe via dem Feuerlöschwassersystem direkt in den Kern eingespeist werden. Die dazu nötigen Schritte sind in AMM-B-001 festgehalten. Für die Einrichtung der alternativen Einspeisung in den RDB sind in Kapitel 7.2.2.3 die erforderlichen Zeiten angegeben.
- Seit dem 30.5.2011 kann auf die Einsatzmittel im externen Notfalllager zugegriffen werden, siehe Kap. 9.1.6.1.

Weiter sind in unmittelbarer Kraftwerksnähe Lager vorhanden, siehe Kapitel 9.1.5.3.

7.2.2.5 Verfügbarkeit von kompetenten Fachkräfte

Die Aussagen aus Kapitel 7.1.6.3 treffen auch hier zu.

7.2.2.6 Cliff-Edge-Effekte

Ein Cliff-Edge-Effekte tritt auf, wenn die Batterien nicht mehr zur Verfügung stehen bzw. deren Kapazität erschöpft ist. In diesem Fall können die Batterien mit Hilfe des Dieselaggregats auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes wieder aufgeladen werden. Im Anforderungsfall wird konservativ (vgl. Kapitel 7.1.6, Betriebsweise 4 und Kapitel 3.3.6.2) davon ausgegangen, dass die Batterien ohne Operateurhandlungen in den ersten 14 Stunden nach Eintreten des Störfalls zur Verfügung stehen. Dies gibt dem Personal genügend Zeit, um das Dieselaggregat auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes in Betrieb zu setzen und die Batterien wieder aufzuladen.

Ein weiterer Cliff Edge Effekt tritt auf, wenn eine alternative Bespeisung des Reaktorkerns z.B. mit Hilfe der in AMM-B-001 beschriebenen Massnahmen oder der Einsatzmittel aus dem externen Lager zum Ausgleich des durch die Nachzerfallswärmeabfuhr über die Containment-Druckentlastung verlorenen Wasserinventars mittelfristig nicht sichergestellt werden kann. In diesem Fall können Kernschäden ohne weitere Massnahmen nicht ausgeschlossen werden.

7.2.2.7 Vorgesehene Massnahmen zur Erhöhung der Anlagensicherheit und zur Verhinderung von Cliff-Edge-Effekten

Im KKM sind, wie oben beschrieben, bereits verschiedene redundante und diversitäre Systeme zur Notstromversorgung der Anlage vorhanden. Dabei werden im Kapitel 7.1.6.2 auch mobile und externe Mittel beschrieben, welche aufgrund von Erkenntnissen aus den Ereignissen in Japan, Behördenforderungen etc. nachgerüstet wurden bzw. zur Verfügung stehen (z.B. zusätzliches Dieselaggregat auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes, Zugang zu externen Lager in unmittelbarer Kraftwerksnähe). In [1] werden vom ENSI auch weitere Nachrüstungen zur Verbesserung der Anlagensicherheit gefordert. Diese werden gemäss den Vorgaben der Aufsichtsbehörde umgesetzt (siehe auch Kapitel 7.1.8).

Das KKM ist darüber hinaus bestrebt, weitere Verbesserungspotentiale zu identifizieren und die damit verbundenen Anlagenänderungen umzusetzen, um die Sicherheit laufend zu verbessern.

7.3 Brennelementbecken

Der Schutz des Brennelementlagerbeckens bzw. der Brennelementlagerbeckenkühlung gegen externe und interne Ereignisse ist in [4] ausführlich beschrieben. Die wichtigsten Punkte sind nachfolgend nochmals festgehalten.

Das Brennelementbecken selbst ist eine passive Komponente und braucht keine Stromversorgung.

Für das Trockenlager ist keine Stromversorgung notwendig.

Im KKM wird das Brennelementbecken im Normalbetrieb durch das Brennelementbeckenkühl- und Reinigungssystem gekühlt. Die wesentlichen Komponenten dieses Systems sind drei unabhängige 100 % Pumpen und zwei unabhängige 100 %-Wärmetauscher sowie die erforderlichen Leitungen und Ventile.

Das BEB-Kühl- und Reinigungssystem ist für die Abfuhr der Nachzerfallwärme im Normalbetrieb ausgelegt. Als Auslegungsgrundlage wurde die Nachzerfallwärme von 60 Brennelementen mit einer Abklingzeit von einer Stunde und 60 Brennelementen mit einer Abklingzeit von 12 Monaten festgelegt. Eine Pumpe und ein Kühler sind unter diesen Bedingungen in der Lage, die Wassertemperatur auf maximal 52 °C zu begrenzen.

Die Motoren der Umwälzpumpen des BEB-Kühl- und Reinigungssystems werden im Normalbetrieb von den Reaktor-Hauptverteilungen H21 und M21 versorgt, welche auch das Zwischenkühlwassersystem und das Hilfskühlwassersystem versorgen. Bei Notstrombetrieb d.h. wenn nur der Notstromdiesel oder nur eine der beiden 16-kV-Versorgungen (Stränge I und II) zur Verfügung stehen, werden die Pumpen von den Hauptverteilungen abgeworfen, falls gleichzeitig die Anforderungen für eine Kernsprühpumpe besteht. Sie können später, wenn die Last auf H21 resp. M21 verringert wird, wieder zugeschaltet werden.

Das Brennelementbeckenkühlsystem des KKM ist ein betriebliches System. Es ist nicht als Sicherheitssystem eingestuft und wird daher auch nicht durch das Notstandssystem SUSAN angespiesen oder gesteuert.

Bei Ausfall aller Umwälzpumpen, Leitungsbruch oder Kühlwasserausfall steigt die Temperatur im Auslegungsfall im Brennelementbecken um ca. 1.3 °C/h. Ohne Gegenmassnahmen wird nach ca. 50 h eine Temperatur von ~85 °C erreicht. Der Wasserverlust durch die Verdunstung beträgt dann ca. 1.7 t/h. Dies entspricht etwa ~2.5 cm/h Niveauabsenkung (bei Auslegungsnachzerfallwärme).

Gegenmassnahmen sind in der Betriebsstörfallanweisung BSA-B-021 „Störung Brennelementbecken-Kühlsystem“ beschrieben. Massnahmen bei auslegungsüberschreitenden Vorkommnissen sind in den Accident Management Massnahmen AMM-B-001 beschrieben.

Die Sicherheitsfunktion für das Schutzziel Wärmeabfuhr aus dem Brennelementbecken wird so auch bei Ausfall der betrieblichen Brennelementbeckenkühlung weiterhin gewährleistet.

Es müssen dafür die zwei in den nachfolgenden Unterkapiteln 7.3.1 und 7.3.2 beschriebenen Betriebszustände unterschieden werden.

7.3.1 Fall 1: Eingesetzte Dammpalte (Leistungsbetrieb, Warm- oder Kaltabgestellt):

Das Brennelementbecken ist durch die Dammpalte als Einzelbecken abgetrennt. Der Wärmeeintrag wird durch die Anzahl und Abklingzeit der einzelnen Brennelemente bestimmt (siehe Tabelle 25). Die Wärmeabfuhr und die Niveauhaltung erfolgt im Normalfall über das Brennelementbeckenkühlsystem) und das Nebenkondensatsystem.

Bei Teilausfall des Brennelementbeckenkühlsystems (Pumpen, Kühler) kann die Wärmeabfuhr mit dem Abfahrkühlsystem STCS abgeführt werden. Die Niveauhaltung bleibt gleich.

Bei Komplettausfall des Brennelementbeckenkühlsystems (Pumpen, Kühler inkl. Rohrleitungen) und/oder des Abfahrkühlsystems erfolgt die Abfuhr der Nachzerfallwärme aus dem Brennelementbecken durch Konvektion und Verdunstung des Wasserinventars aus dem Becken und wird über die Reak-

torgebäudelüftung abgeführt. Bei einer Nichtverfügbarkeit der Reaktorgebäudelüftung (z.B. in einem Total-SBO-Szenario) kondensiert das Wasser an der Innenseite der Aussenwand des Reaktorgebäudes und gibt dabei Wärme an die Wand und damit über Wärmeleitung nach aussen ab, oder falls der Druck im Reaktorgebäude durch die Verdampfung von Wasser aus dem Brennelementlagerbecken steigt, erfolgt ein Druckabbau und damit die Wärmeabfuhr gefiltert über den äusseren Torus, in dem das Wasser wieder kondensiert. Das kondensierte Wasser im Reaktorgebäude kann entsprechend der Verfügbarkeit mittels den Sumpfpumpen ins Radwaste oder mit den CRS-Pumpen in den Torus abgeführt werden. Die Rückführung des Wassers ist bis etwa 80 °C möglich. Die Wassernachspeisung ins Brennelementbecken (Niveauhaltung) erfolgt gemäss der AMM-B-001, Checkliste 001-5 „Bespeisung BE-Becken vom Feuerlöschnetz“ oder Checkliste 001-6 „Bespeisung BE-Becken von der Aare“. Diese Massnahmen zur Wassernachspeisung ins Brennelementbecken können innerhalb von weniger als einer halben Stunde eingerichtet werden. Es steht daher genügend Zeit für die Einrichtung dieser Massnahmen zur Verfügung.

Können die Brennelemente mit Wasser überdeckt gehalten werden durch Nachspeisen des Brennelementbeckens, kann gemäss Auslegung bei einer BE-Leistung von < 25 % kein Filmsieden mit entsprechenden BE-Hüllrohrschäden entstehen.

Typische Daten wie Nachzerfallswärme, Beckentemperaturen, Verdunstungsmengen und Zeiten sind in Tabelle 25 festgehalten.

7.3.2 Fall 2: Dammplatte entfernt (Brennelementwechsel)

Das Brennelementbecken ist mit der gefluteten Reaktorgrube und dem Einbautenbecken verbunden. Der Wärmeeintrag wird durch die Anzahl und Abklingzeit der einzelnen Brennelemente bestimmt (siehe Tabelle 25). Die Wärmeabfuhr und die Niveauhaltung erfolgt im Normalfall über das Brennelementbeckenkühlsystem und das Abfahrkühlsystem STCS gemäss der Betriebsvorschrift BV-AB-019.

Bei Teilausfall des Brennelementbeckenkühlsystems (Pumpen, Kühler) erfolgt die Wärmeabfuhr und die Niveauhaltung mit dem Abfahrkühlsystem STCS.

Bei Komplettausfall des Brennelementbeckenkühlsystems (Pumpen, Kühler inkl. Rohrleitungen) erfolgt die Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem Brennelementbecken durch den Wasseraustausch mit der Reaktorgrube und die Wärmeabfuhr durch das Abfahrkühlsystem.

Bei Ausfall beider Systeme erfolgt die Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem Brennelementbecken durch den Wasseraustausch mit der Reaktorgrube, oder sie kann über die Verbindungsleitung aus dem Überlauf des Brennelementbeckens in den Torus und über das TCS (Toruskühlsystem) an die Aare abgeführt werden. Die Rückführung des in den Torus abgeführten Wassers in den RDB erfolgt mit dem ALPS (Alternative Niederdruckeinspeisung).

Bei Ausfall/Nichtverfügbarkeit der Wasserrückführung aus der Reaktorgrube kann innerhalb von 8 Stunden eine Wasserrückführung via Abblaseleitung in den Torus hergestellt werden, durch den Ausbau eines Frischdampfzapfens.

Bei Ausfall/Nichtverfügbarkeit der Wasserrückführung aus der Reaktorgrube kann die Nachzerfallswärme durch Überfluten des BEB abgeführt werden. Dabei wird Wasser aus dem Torus mittels ALPS in den RDB/Pool gepumpt, das BEB wird überflutet, das Wasser läuft durch Sammelleitungen resp. Bodenöffnungen auf -11m, wo es durch die CRS-Pumpen in den Torus zurückgepumpt wird. Die Wärmeabfuhr aus dem Torus erfolgt wiederum durch das TCS. In diesem Fall werden ausschliesslich die SUSAN-Notstandssysteme genutzt. Die Bedienung kann ohne Vororteingriffe durch die SUSAN-Steuerstelle erfolgen.

Bei Ausfall/Nichtverfügbarkeit der Wasserrückführung aus der Reaktorgrube kann die Nachzerfallswärme durch Verdunsten/Verdampfen des Pool-Wassers abgeführt werden. Die Wärmeabfuhr und das Nachspeisen des Pools erfolgt wie in Kapitel 7.3.1 beschrieben.

Tabelle 25: Typische Werte für die Nachzerfallswärme aus dem Brennelementbecken

Zustand	Nachzerfallswärme [kW]	Erwärmung ohne Kühlung [$^{\circ}\text{C}/\text{h}$] ²⁾	Zeit bis zum Sieden [d]	Zeit bis Wasser Oberkannte BE [d]	Verdampfungs- menge [t/d]
Aktueller Wert am 30.3.2011	~200	~0.2	~12.5	~85	~9.5
Unmittelbar nach dem Wiederanfahren	~1000	~1	~3.1	~17	~48
Bei voll entladenen Reaktorkern¹⁾	~2500	~1.3	~2.4	~13	~120

1) Ca. 5 Tage nach Reaktorabschaltung und geflutetes Becken

2) Die Erwärmung verlangsamt sich mit steigender Wassertemperatur, d.h. die Zeiten sind konservativ

Tabelle 25 gibt typische Werte für die Nachzerfallswärme an, die gesamthaft aus dem Brennelementbecken abgeführt werden muss. Die aus dem Brennelementbecken abgeführte Wärmemenge steigt mit der Wassertemperatur im Becken an. Bei Ausfall des Brennelementbeckenkühlsystems wird die Wassertemperatur ansteigen, bis die durch Konvektion, Verdunstung resp. Verdampfung von Wasser abgeführte Wärmemenge der Nachzerfallswärme entspricht.

Tabelle 25 zeigt, dass eine Nachspeisung des Brennelementbeckens bei Ausfall der Brennelementbeckenkühlung erst nach einigen Tagen erforderlich ist. Für die Einrichtung der beschriebenen Nachspeisemöglichkeiten aus dem Feuerlöschnetz und direkt von der Aare werden folgende Zeiten benötigt:

- Einspeisung vom Feuerlöschnetz mit Schlauchverbindung: 15 min
- Von der Aare mit Feuerlöschpumpe und Schlauchverbindung: 25 min

Für die Einrichtung der Massnahmen zur Nachspeisung der Wasserverluste steht genügend Zeit zur Verfügung. Eine ausreichende Abfuhr der Nachzerfallswärme und eine ausreichende Wassernachspeisung ist daher auch ohne eine Notstromversorgung des betrieblichen Brennelementbeckenkühlsystems durch das Notstandssystem, über passive Wärmetransportmechanismen und entsprechende Massnahmen zur Wassernachspeisung sichergestellt.

Zusammenfassend lässt sich folgendes sagen:

- Für die Lagerung der Brennelemente im Brennelementbecken ist die Einhaltung eines ausreichenden Wasserniveaus relevant und nicht die Bereitschaft des Brennelementlagerbeckenkühlsystems.
- Bei Ausfall des Kühlsystems (oder wenn die Pumpen im Notstromfall beim Betrieb eines Kernsprühsystems gesperrt sind) erfolgt die Wärmeabfuhr aus dem Brennelementbecken durch Verdunstung beziehungsweise Verdampfung und weiter über das Sekundärcontainment und den äusseren Torus. Dieser Pfad der Wärmeabfuhr ist passiv und benötigt weder Hilfsenergie noch Operateurhandlungen.
- Damit die Wärmeabfuhr über diesem Pfad mittelfristig, das heisst im Bereich von Wochen sichergestellt ist, muss allerdings das verdampfende Wasser nachgespiesen werden können.
- Für die Einrichtung der Massnahmen zur Nachspeisung der Wasserverluste aus dem Feuerlöschnetz oder über mobile Feuerlöschpumpen aus der Aare steht genügend Zeit zur Verfügung.

Auch bei einem Ausfall des betrieblichen Kühlsystems ist die Wärmeabfuhr und die Haltung eines genügenden Wasserniveaus im Brennelementbecken somit sichergestellt.

Zur Erhöhung des Sicherheitsniveaus im KKM werden verschiedene Nachrüstungsmassnahmen im Bereich der Brennelementkühlung vorgenommen, die auch die in [1] festgehaltenen ENSI-Forderungen erfüllen werden. Folgende Nachrüstungen sind kurz- und mittelfristig geplant:

- Zwei neue, räumlich getrennte Brennelementbecken-Einspeiseleitungen
- Ein zusätzlicher, störfallfester Brennelementbecken-Kühler (Konzeptphase, siehe Kap.5.1.3.4)

Referenzen Kapitel 7

- [1] Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI, Verfügung: Stellungnahme zu Ihrem Bericht vom 31. März 2011, Brugg, 5. Mai 2011
- [2] D1 dycoda, LLC im Auftrag der BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, KKM PSÜ 2010 Annex S.11.A, Deterministic Calculations to Support the Seismic PSA for Kernkraftwerk Mühleberg, Revision 0, November 2010
- [3] D1 dycoda, LLC im Auftrag der BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, KKM PSÜ 2010 Annex D.1, Determination of PSA Success Criteria for Kernkraftwerk Mühleberg (KKM), Revision 0, Oktober 2010
- [4] D2 BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Bericht zur Verfügung des ENSI vom 18. März 2011, Aktennotiz AN-UM-2011/025, Mühleberg, 31. März 2011

8. Verlust der endgültigen Wärmesenke

Wie in Kapitel 3.3 beschrieben, stehen im KKM grundsätzlich zwei Wärmesenken zur Verfügung.

Die primäre endgültige Wärmesenke stellt dabei die Aare dar. Die alternative endgültige Wärmesenke ist die Atmosphäre. Es wird im Folgenden davon ausgegangen, dass die Atmosphäre als Wärmesenke in jedem Fall zur Verfügung steht.

Für den Verlust der primären Wärmesenke gibt es grundsätzlich zwei verschiedene Ursachen:

1. Die Wärme kann aufgrund einer Fehlfunktion in der Kühlkette (z.B. Verlust des Haupt- und Hilfskühlwassers oder ein Verlust des Pumpenhauses aufgrund eines Extremhochwassers) nicht an die Aare abgegeben werden.
2. Die Aare führt aus irgendwelchen Gründen kein Wasser und steht daher als Wärmesenke nicht zur Verfügung.

Im Fall 1 steht die Aare als Wärmesenke immer noch zur Verfügung, jedoch ist die „normale“ Sicherheitskühlkette nicht mehr verfügbar. In Kapitel 8.1 wird vom Fall 1 ausgegangen, und es wird aufgezeigt, welche Möglichkeiten im KKM vorhanden sind, die Wärme über die alternative Kühlwasserversorgungen mit Hilfe der SUSAN-Kühlkette an die Aare abzugeben.

Für den Fall 2 steht als alternative Wärmesenke nur noch die Atmosphäre zur Verfügung. Darauf wird in Kapitel 8.2 näher eingegangen.

8.1 Verlust der primären endgültigen Wärmesenke

Hier wird vom oben beschriebenen Fall 1 ausgegangen. In diesem Szenario steht die normale Kühlkette zur endgültigen Wärmesenke, in diesem Fall das Haupt- und Hilfskühlwasser, welches die Wärme an die Aare abgibt, nicht mehr zur Verfügung.

Der Verlust des Pumpenhauses bzw. der Verlust der Wärmesenke führt zum Verlust des Kondensator-Vakuums. Der Verlust des Kondensator-Vakuums führt zum Schliessen der Turbinenschnellschlussventile, der Bypassventile und der Frischdampfisolationsventilen (MSIV) der jeweiligen Turbine. Für den Fall, dass beide Turbinen betroffen sind, führt dies entsprechend zum Schliessen aller MSIVs.

Das Schliessen der Frischdampfisolationsventile (MSIV) löst eine Reaktorschnellabschaltung (SCRAM) aus. Die SRVs öffnen und schliessen abwechselnd, um den Reaktordruck zu begrenzen.

Der Frischdampf wird jetzt von den SRV's über Ablaseleitungen in den Torus geführt, wo er in dessen Wasservorlage kondensiert. Die Torus-Kühlung wird durch das Hilfskühlwasser mit Hilfe des Abfahr- und Toruskühlsystems (STCS) sichergestellt. Das STCS ist ein 2 x 100 %-System und verfügt, wie auch die Hilfskühlwasserpumpen, über eine notstromgestützte elektrische Anspeisung. Parallel verfügt auch das Notstandssystem SUSAN über ein 2 x 100 % Toruskühlsystem (TCS), so dass bei Ausfall des Hilfskühlwassers oder beider STCS-Stränge das Notstandssystem (mit dem TCS und dem 2 x 100 %-SUSAN-Kühlwassersystem) als ein weiteres redundantes und diversitäres Sicherheitssystem zur Verfügung steht, das bei entsprechenden Anlageparameter (z.B. hohe Toruswasser-Temperatur, tiefer RDB-Füllstand etc.) automatisch in Betrieb genommen wird. Für die Sicherheitsfunktion „Abfuhr der Nachzerfallwärme“ steht somit ein zweites redundantes und diversitäres Sicherheitssystem zur Verfügung.

Nachfolgend ist die KKM-Kühlwasserversorgung im Detail beschrieben.

8.1.1 Beschreibung der Haupt-, Neben und SUSAN-Kühlwasserversorgung

Das KKM verfügt über mehrere Kühlwasserkreisläufe. Die zwei betrieblichen Hauptkühlwasserkreisläufe dienen der Abfuhr der Abwärme aus den Kondensatoren im Normalbetrieb. Sie beziehen Kühlwasser über drei einzelne, miteinander verbundene Einlaufbauwerke mit Reinigungsanlage aus dem Fluss, leiten das Kühlwasser über die Kondensatoren und über ein gemeinsames Auslaufbauwerk mit zwei getrennten Auslaufkanälen in den Fluss zurück. Das Hilfskühlwassersystem versorgt alle Nebenkühlstellen mit Ausnahme des Notstandssystems (SUSAN), wobei eine der beiden vorhandenen Pumpen die erforderliche Pumpleistung erbringt. Das System benutzt die gleichen Einlaufbauwerke wie die Hauptkühlwassersysteme. Bei Ausfall der Stromversorgung können beide Hilfskühlwasserpumpen von den beiden Notstrom-einspeisungen vom Wasserkraftwerk betrieben werden. Versagt auch diese Stromversorgung, erfolgt der Betrieb einer der beiden Hilfskühlwasserpumpen über den Notstromdieselmotor, während die zweite Hilfskühlwasserpumpe in Reserve bleibt. Im Rahmen von Accident Management Massnahmen (AMM-B-001) ist es möglich, verschiedene Kühlstellen mit anderen Wasserversorgungen wie Hochreservoir, Trinkwassernetz, das von einem KKM-eigenen Brunnen versorgt wird, Feuerlöschwasser oder über mobile Feuerlöschpumpen mit Wasserbezug aus der Aare zu verbinden.

Das gebunkerte Notstandssystem SUSAN verfügt über ein eigenes, unabhängiges Kühlsystem mit örtlich getrennten Ein- und Auslaufbauwerken. Beide SUSAN-Kühlkreisläufe beziehen ihr Kühlwasser über das Auslaufbauwerk des Hauptkühlwassers aus der Aare. Dank dieser Konstruktion bezieht das Notstandssystem das erforderliche Wasser nicht von einer singulären Stelle im Flussprofil, sondern über ein ausgedehntes Bauwerk, welches sich über einen grossen Bereich der Flussbreite erstreckt. Überdies kann auch Wasser über das Hauptkühlwassersystem aus dem Hauptkühlwassereinlaufbauwerk angesaugt werden (siehe Kapitel 8.1.2).

8.1.2 Beschreibung der SUSAN-Wasserversorgung

Die Kühlwasserversorgung des SUSAN-Notstandssystems erfolgt mit Aarewasser. Zwei redundante räumlich getrennte CWS-Pumpen saugen Aarewasser aus dem SUSAN-Einlaufbauwerk, das mit dem Hauptkühlwasserauslaufbauwerk verbunden ist, an (Abbildung 11 und Abbildung 12 zeigen einen Überblick über die Wasserein- und auslaufbauwerke). Die elektrische Anspeisung dieser Pumpen erfolgt getrennt und wird über zwei Notstandsdiesel sichergestellt.

Abbildung 11: Anlagenübersicht mit Wasserfluss im Normalbetrieb

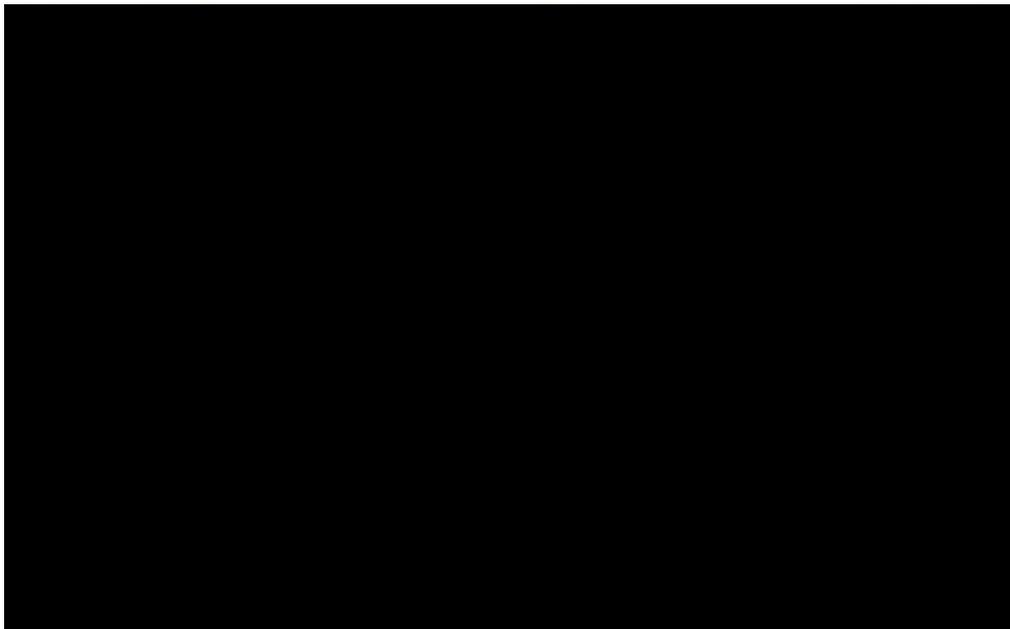
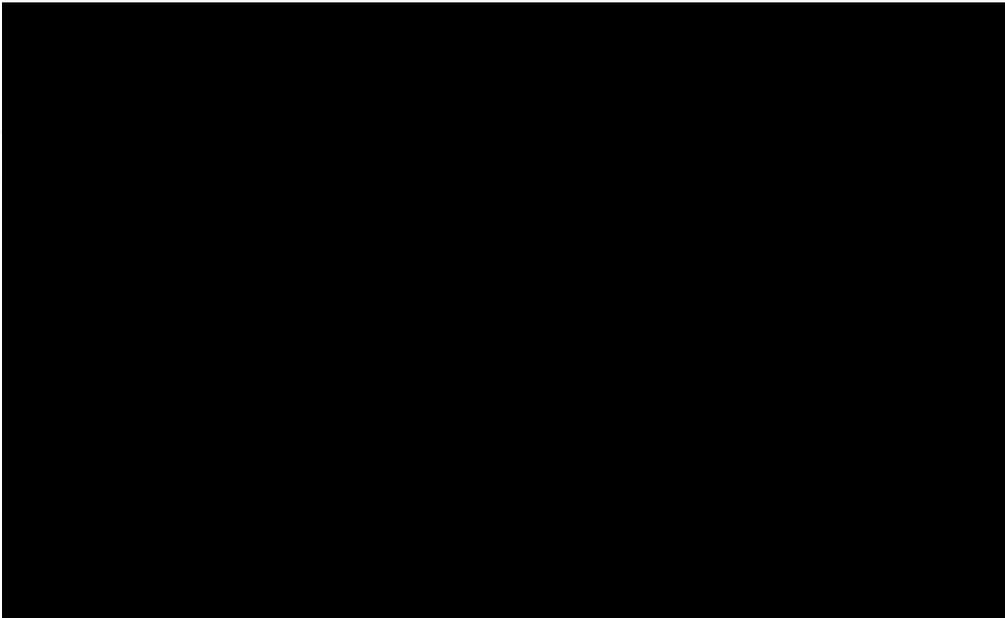


Abbildung 12: Anlagenübersicht mit Wasserfluss im SUSAN-Notstandsfall



Die Ansaugstrecke von der Ansaugstelle im SUSAN-Einlaufbauwerk zu den CWS-Pumpen ist offen, die saugseitigen Ventile sind im Leistungsbetrieb offen/verriegelt. Von dieser Ansaugstelle wird Aarewasser angesaugt, unabhängig davon, ob das Hilfskühlwasser in Betrieb ist. In erster Linie im Sinne von Defence-In-Depth ist das Hilfskühlwasser in Betrieb. Im Sinne von Defence-In-Depth ist das CWS, welches das Wasser über das Hauptkühlwasserauslaufbauwerk aus der Aare ansaugt, das zweite diversitäre System, welches die Kühlwasserversorgung für diversitäre Sicherheitssysteme zur Erfüllung der Sicherheitsfunktion übernimmt. Sollte eine Aarewasserversorgung auch auf diesem Wege nicht möglich sein, erfolgt als dritte Linie im Sinne von Defence-In-Depth die Ansaugung von Aarewasser aus dem Hauptkühlwasser-einlaufbauwerk. Die Bespeisung kann ab einem Aarepegel von 462.8 m ü.M. sichergestellt werden. Zusätzlich besteht ab einem Pegel von ca. 465 m ü.M. die Möglichkeit, das SUSAN-Einlaufbauwerk über die Öffnungen in der Decke des Hauptkühlwasserauslaufbauwerks (Objektschutzöffnungen) mit Aarewasser zu versorgen. Dies gewährleistet die CWS-Wasserversorgung, auch wenn kein Aarewasser über Hauptkühlwasserein- oder -auslauf bezogen werden kann. Das gleichzeitige Verstopfen des Hauptkühlwasser-ein- und auslaufbauwerks kann nach heutigem Wissensstand ausgeschlossen werden. Sofern eine ausreichende Überdeckung dieser Öffnung z.B. durch ein Aarehochwasser gewährleistet ist, wird keine Bespeisung durch Pumpen notwendig. Nur bei niedrigeren Aare-Pegelständen, bei denen die Öffnungen in der Decke des Hauptkühlwasserauslaufbauwerks nicht überdeckt sind, erfolgt eine Bespeisung dieser Öffnung durch vorhandene mobile Pumpen mit Wasser aus der Aare.

Mit Hilfe der alternativen Kühlwasserversorgung des SUSAN-Kühlwassersystems (CWS) werden alle zur Nachzerfallwärmeabfuhr benötigten SUSAN-Systeme mit genügend Kühlwasser versorgt. Die Anlage kann daher bei einem Verlust der Wasserzufuhr zum Haupt- und Hilfskühlwassersystem bzw. beim Verlust des Haupt- und Hilfskühlwassersystems mit Hilfe des CWS-Systems in einen sicheren abgestellten Zustand überführt und in diesem Zustand gehalten werden. Eine SUSAN-Division genügt dabei, um die gesamte Nachzerfallswärme aus der Anlage an die Aare abzugeben.

Allfällige Massnahmen von Operateuren (z.B. das Einrichten der mobilen Pumpen zur alternativen Bespeisung des CWS-Systems über die Objektschutzöffnung des Hauptkühlwasserauslaufbauwerks mit Aarewasser) können innerhalb kurzer Zeit (1-2 Stunden) eingerichtet werden.

8.1.2.1 Handlungen zwecks Vorbeugung der Brennstoff-Degradation

Im KKM sind verschiedene mobile Einsatzmittel und entsprechende Accident Management (AMM) und Severe Accident Management Guidance (SAMG) Dokumentationen zur Beherrschung von auslegungsüberschreitenden Situationen vorhanden (siehe auch Kapitel 9).

- Verschiedene Feuerwehreinsatzmittel sind vor Ort. Mit Hilfe dieser Einsatzmittel kann Wasser, auch beim allfälligen Ausfall oder einer Nichtverfügbarkeit der Notstromversorgungen und der Notstandsdiesel oder der primären Wärmesenke, aus dem Feuerlöschnetz, dem Hochreservoir oder Aarewasser mit Hilfe einer mobilen Pumpe via dem Feuerlöschsystem direkt in den Kern eingespeist werden. Die dazu nötigen Schritte sind in AMM-B-001 festgehalten.
- Wichtige vom Hilfskühlwassersystem versorgte Nebenkühlstellen (wie STCS- und TCS Wärmetauscher, etc.) können bei einem Unterbruch der Wasserzufuhr aus dem Feuerlöschnetz (auch mit mobilen Feuerlöschpumpen) versorgt werden.
- Seit dem 30.5.2011 kann auf die Einsatzmittel im externen Notfalllager zugegriffen werden, siehe Kap. 9.1.6.
- Weiter steht in unmittelbarer Kraftwerksnähe ein erdbeben- und überflutungssicheres Lager, siehe Kap. 9.1.5.3.

8.1.2.2 Verfügbarkeit von kompetenten Fachkräfte

Die Aussagen aus Kapitel 7.1.6.3 treffen auch hier zu.

8.1.3 Cliff-Edge-Effekte

Ein Cliff-Edge-Effekt tritt auf, wenn neben der normalen Kühlwasserversorgung (Hilfskühlwasser) auch die alternative Versorgung der Anlage mit Kühlwasser mit Hilfe des SUSAN-Kühlwassersystem (CWS) versagt oder nicht zur Verfügung steht. In diesem Fall, welcher im folgenden Kapitel 8.2 beschrieben wird, kann die Nachwärme über die Druckentlastung des Containments an die Atmosphäre abgegeben werden.

8.1.4 Vorgesehene Massnahmen zur Erhöhung der Anlagensicherheit und zur Verhinderung von Cliff-Edge-Effekten

Im KKM sind bereits verschiedene redundante und diversitäre Systeme zur Kühlwasserversorgung vorhanden.

Wie in [1] beschrieben wurden im Rahmen der vom ENSI geforderten Überprüfung der Beherrschung eines 10'000-jährlichen Hochwassers am Standort KKM bereits verschiedene Verbesserungspotentiale erkannt (z.B. Massnahmen zur Erhöhung der Verfügbarkeit des Pumpenhauses und Massnahmen zum Schutz der SUSAN-Kühlwassereinläufe vor einer Verstopfung). Diese wurden in diesem Rahmen z.T. bereits umgesetzt oder sind in Planung (siehe auch Kapitel 7.1.8). Weitere Verbesserungspotentiale bzw. Nachrüstungsforderungen sind in [2] festgehalten und werden im Rahmen der ENSI-Freigabeverfahren entsprechend umgesetzt.

8.2 Verlust der primären endgültigen Wärmesenke und der alternativen endgültigen Wärmesenke

In diesem Kapitel wird davon ausgegangen, dass zusätzlich zum Verlust des Pumpenhauses bzw. des Haupt- und Hilfskühlwassers auch das im vorherigen Kapitel beschriebene SUSAN-Kühlwassersystem (CWS) nicht zur Verfügung steht.

In diesem Fall (wie auch in dem im Kapitel 8.1 beschriebenen Fall) führt der Verlust des Pumpenhauses bzw. der Verlust der Hauptwärmesenke zum Verlust des Vakuums in beiden Kondensatoren. Dies hat das Schliessen aller MSIV zur Folge und damit einhergehend eine Reaktorschnellabschaltung durch Bypassversagen, hohen Neutronenfluss oder hohen Reaktordruck je nach zeitlichem Verlauf des Vakuumverlustes.

Aufgrund des Verlustes der Wärmesenke und der Nichtverfügbarkeit der alternativen Wärmesenke (SUSAN-Kühlkette) stehen nur noch die Anspeisung ab dem Wasserkraftwerk Mühleberg und der Notstromdiesel (luftgekühlt) zur Versorgung der Anlage mit Notstrom zur Verfügung. Die SUSAN-Diesel benötigen Kühlwasser und stehen daher in diesem Szenario nicht zur Verfügung.

Die Nachzerfallswärmeabfuhr erfolgt daher ähnlich wie im Fall des totalen Verlustes aller Wechselstromquellen (siehe Kapitel 7.2.2). Die Nachwärme wird über die Containment-Druckentlastung über den äusseren Torus an die Atmosphäre abgegeben. Anders als im Total-SBO Fall (Kapitel 7.2.2) wird jedoch die Anlage weiterhin mit Wechselstrom versorgt. Dies bedeutet, dass die ECC-Systeme der Stränge I und II zur Bespeisung des Reaktors weiterhin zur Verfügung stehen. Die Bespeisung des Druckgefässes muss daher nicht über den Einsatz von mobilen Mitteln oder über Einspeisung aus dem Hochreservoir erfolgen, sondern kann mit dem Core Spray (CS) System (bzw. vor der Absenkung des Reaktordrucks mit Hilfe der ADS-Funktion (siehe Kapitel 7.2.2.2 bzw. Kapitel 3.3.2.4.1) mit dem RCIC-System) erfolgen.

Wenn die Wasservorräte für das CS nicht mehr ausreichend sind, stehen das Hochreservoir oder mobile Einsatzmittel zur Nachfüllung dieser Wasservorräte zur Verfügung. Aufgrund der intern vorhandenen Wasservorräte steht genügend Zeit zur Verfügung, um eine alternative Nachspeisung von Wasser zur Verfügung zu stellen, bevor die internen Wasservorräte aufgebraucht sind.

Gemäss den Angaben in [6] führen Ereignisse, in denen der Reaktordruck mit Hilfe der ADS Funktion in ein Niederdruckszenario überführt werden kann, eine Einspeisung über das Core Spray (CS) System zur Verfügung steht und die Nachzerfallswärmeabfuhr über das CDS an die Atmosphäre abgegeben wird, zu erfolgreicher Kernkühlung. Dies setzt allerdings voraus, dass die manuelle Umstellung (Operateurhandlung) der Wasserzufuhr zum CS vom Torus zum KAKO (CST) funktioniert, um bei der Druckentlastung des Containments und damit des Torus nicht die Einspeisung über das CS System zu verlieren.

Die Anlage kann dementsprechend mit Hilfe der am Standort vorhandenen Mittel in einen sicheren abgestellten Zustand gebracht und über mindestens 72 h gehalten werden.

8.2.1 Handlungen zwecks Vorbeugung der Brennstoff-Degradation

Im KKM stehen verschiedene mobile Einsatzmittel mit den entsprechenden Accident Management Massnahmen (AMM), sowie die Severe Accident Management Guidance (SAMG) zur Beherrschung von auslegungüberschreitenden Situationen zur Verfügung (siehe auch Kapitel 9).

- Als alternative Notstromquelle steht im KKM ein zusätzliches Dieselaggregat, überflutungs- und erdbebensicher gelagert, auf dem Dach des SUSAN-Gebäudes zur Verfügung. Mit Hilfe dieses Diesels können die in der Anlage vorhandenen Batterien in den SUSAN-Divisionen (Stränge III und IV) wieder aufgeladen werden.
- Verschiedene Feuerwehreinsatzmittel sind vor Ort. Mit Hilfe dieser Einsatzmittel kann Wasser, auch beim allfälligen Ausfall oder einer Nichtverfügbarkeit der Not- und Notstandversorgungen oder der primären Wärmesenke, aus dem Feuerlöschnetz oder dem Hochreservoir über die RCIC Einspeiseleitung oder Aarewasser mit Hilfe einer mobilen Pumpe via Feuerlöschwassersystem direkt in den Kern eingespeist werden. Die dazu nötigen Schritte sind in AMM-B-001 festgehalten.
- Wichtige vom Hilfskühlwassersystem versorgte Nebenkühlstellen (wie STCS- und TCS Wärmetauscher, etc.) können bei einem Unterbruch der Wasserzufuhr aus dem Feuerlöschnetz (auch mit mobilen Feuerlöschpumpen) versorgt werden.
- Weiter kann vom SUSAN-Dieseltank Brennstoff zum o.g. zusätzlichen Dieselaggregat gebracht werden, ohne dass der geschützte Bereich des Kraftwerks verlassen werden muss. Die dazu notwendige Schritte sind in einer KKM-internen Vorgehensvorschrift festgehalten. Damit kann die Laufzeit des Notstromdiesels verlängert werden.
- Seit dem 30.5.2011 kann auf die Einsatzmittel im externen Notfalllager zugegriffen werden, siehe Kap. 9.1.6.
- Weiter stehen in unmittelbarer Kraftwerksnähe mehrere Lager, siehe Kap. 9.1.5.3.

8.2.2 Verfügbarkeit von kompetenten Fachkräfte

Die Aussagen aus Kapitel 7.1.6.3 treffen auch hier zu.

8.2.3 Cliff-Edge-Effekte

Cliff-Edge-Effekte treten auf, wenn die in diesem Szenario verfügbaren Notstromquellen (zusätzliches Dieselaggregat, Notstromeinspeisungen aus dem Wasserkraftwerk Mühleberg) ausfallen und andere mobile oder externe Mittel (siehe oben) zur Bereitstellung von Wechselstrom nicht oder nicht innerhalb nützlicher Frist zur Verfügung stehen. Zur Beherrschung der Auswirkungen dieses Szenarios muss auf die AMM und SAMG zurückgegriffen werden. Dieser Fall entspricht dem Verlust der Wärmesenke (Haupt- und Alternativwärmesenke) mit gleichzeitigem Verlust der gesamten Wechselstromversorgung, welcher im Kapitel 7.2.2 bzw. in Kapitel 8.3 beschrieben wird.

Das Eintreten dieses Cliff-Edge-Effektes kann für den Fall, dass der Treibstofftank des zusätzlichen Dieselaggregats aus irgendwelchen Gründen nicht nachgefüllt werden kann und keine mobilen oder externen Mittel in Betrieb sind, gemäss den Angaben in Kapitel 7.1.6 erst nach Ablauf von mindestens 72 Stunden auftreten. Dies verschafft der Notfallorganisation Zeit, um weitere Massnahmen einzuleiten, um einen sicheren Anlagenzustand zu erreichen und eine unkontrollierte Freisetzung zu verhindern.

Ein weiterer Cliff Edge Effekt tritt auf, wenn die Nachspeisung von Wasser, mit Hilfe der oben beschriebenen internen und externen Einsatzmittel, nicht aufrechterhalten werden kann, oder wenn die Druckentlastung aus dem Containment über den äusseren Torus und damit die Nachzerfallwärmeabfuhr nicht oder nur begrenzt funktioniert. In diesem Fall sind Kernschäden ohne weitere Massnahmen nicht auszuschliessen.

8.2.4 Vorgesehene Massnahmen zur Erhöhung der Anlagensicherheit und zur Verhinderung von Cliff-Edge-Effekten

Die Aussagen aus Kapitel 8.1.4 treffen auch hier zu. Zur Verbesserung der Verfügbarkeit der SUSAN-Systeme soll auch deren Kühlung diversitär aufgebaut werden. Das Grobkonzept für eine diversitäre Wärmesenke sieht die Möglichkeit vor, die Kühlung der SUSAN-Dieselgeneratoren auch über den neu zu errichtenden Kompaktkühler zu ermöglichen (siehe auch Kapitel 7.1.8 und 5.2.1.3).

8.3 Verlust der primären endgültigen Wärmesenke mit SBO/Total-SBO

Die beiden Fälle, Verlust der primären endgültigen Wärmesenke und SBO bzw. Total-SBO entsprechen aus folgenden Gründen dem in Kapitel 7.2.2 beschriebenen Fall „Total-SBO“:

- Der Ausfall der gesamten Wechselstromversorgung und der Ausfall der Notstromversorgung der Stränge I und II (SBO) führen zum Ausfall des Haupt- und Hilfskühlwassers (und damit auch des STCS).
- Der Ausfall der Kühlung der SUSAN-Notstanddiesel (Aufgrund des Verlustes der Aare als Wärmesenke und damit des CWS) führt zum Verlust der SUSAN-Notstandsdieselgeneratoren. Umgekehrt führt auch der Ausfall der SUSAN-Diesel (Total-SBO) zum Ausfall des SUSAN-Kühlwassersystems (CWS). Mit dem Ausfall der SUSAN Kühlung steht auch das TCS nicht mehr zur Verfügung.

Es stehen daher in diesen Fällen dieselben Mittel zur Verfügung, um die Anlage in einen sicheren Zustand zu überführen, wie in Kapitel 7.2.2 beschrieben.

Die Fälle Verlust der primären endgültigen Wärmesenke mit SBO/Total-SBO sind dementsprechend abgedeckt durch die Angaben in Kapitel 7.2.2. Das RCIC-System, die passive Kühlkette über die RDB-Druckentlastung und die Containment-Druckentlastung sowie die Einspeisungen vom Hochreservoir, über das Feuerlöschnetz oder mit Hilfe einer mobilen Pumpe aus der Aare stehen zur Verfügung. Das RCIC ist nur vom Gleichstrom abhängig. Die anderen Systeme benötigen keinen Strom und sind nur von Operateurhandlungen abhängig. Weitere Massnahmen zum Einsatz von mobilen Mitteln sind entsprechend den Angaben in Kapitel 7.2.2 verfügbar.

Wenn man davon ausgeht, dass die alternative SUSAN-Wasserfassung verfügbar ist, sind die SUSAN-Systeme im Fall mit SBO weiterhin betriebsbereit. Dieses Ereignis wird durch den in Kapitel 7.2.1 beschriebenen Fall SBO abgedeckt. Die Anlage kann in diesem Szenario mit Hilfe der SUSAN-Systeme ohne Eingreifen des Betriebspersonals in einen sicheren Zustand überführt und in diesem gehalten werden.

8.4 Brennelementbecken

Für das Trockenlager ist keine Wärmesenke erforderlich.

Die Wärmeabfuhr aus dem Brennelementbecken erfolgt im Normalbetrieb über das Brennelementbeckenkühlsystem (siehe auch Kapitel 7.3). Bei Ausfall dieses Kühlsystems erfolgt die Wärmeabfuhr aus dem Brennelementbecken durch Verdunstung beziehungsweise Verdampfung und weiter über das Sekundärcontainment und den äusseren Torus. Dieser Pfad der Wärmeabfuhr ist passiv und benötigt weder Hilfsenergie noch Operateurhandlungen. Auch bei einem Ausfall des betrieblichen Kühlsystems ist die Wärmeabfuhr somit sichergestellt. Damit die Wärmeabfuhr über diesen Pfad mittelfristig, das heisst im Bereich von Wochen sichergestellt ist, muss allerdings das verdampfende Wasser nachgespiesen werden können. Dieser Aspekt wurde im Kapitel 7.3 detailliert beschrieben.

Für die Lagerung der Brennelemente im Brennelementbecken ist die Einhaltung eines ausreichenden Wasserniveaus relevant und nicht die Bereitschaft des Brennelementbeckenkühlsystems. Ein ausreichender Schutz des Brennelementbeckens gegen den Verlust der Wärmesenke wie auch gegen den Verlust der Wärmesenke mit gleichzeitigem Ausfall der Stromversorgung ist sichergestellt.

Referenzen Kapitel 8

- [1] D2 BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Deterministischer Nachweis zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Hochwasser, Aktennotiz AN-UM-2011/062 vom 30. Juni 2011
- [2] Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI, Verfügung: Stellungnahme zu Ihrem Bericht vom 31. März 2011, Brugg, 5. Mai 2011
- [3] D1 BWK Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, KKM Sicherheitsbericht 2010, Kapitel 14 Transienten- und Störfallanalysen, Revision 0, Mühleberg, Dezember 2010
- [4] Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI, Stress Test Report, Table of Content, Beilage zu ENSI-AN-7690 „EU-Stresstest: Swiss Progress Report“ vom 15.9.2011
- [5] D2 Swissnuclear, Fachgruppe Kernenergie der Swisselectric, Provisorisches Konzept Externes Lager, TB-042-RS11004391, Olten, 31.Mai 2011
- [6] D1 Dycoda, LLC im Auftrag der BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, KKM PSÜ 2010 Annex S.11.A, Deterministic Calculations to Support the Seismic PSA for Kernkraftwerk Mühleberg, Revision 0, November 2010

9. Notfallmanagement

In diesem Kapitel werden Aspekte des Notfallmanagements (Accident Management) und des Managements bei schweren Unfällen (Severe Accident Management - SAM) im KKM beschrieben.

Kapitel 9.1 beschreibt allgemeine und übergeordnete Aspekte der KKM-Notfallorganisation und des (Severe) Accident Managements.

Weiter werden Accident Management Massnahmen für folgende Situation angesprochen:

- Massnahmen bei einem Verlustes der Kernkühlung, Kapitel 9.2.
- Massnahmen zum Schutz der Containmentintegrität, Kapitel 9.3.
- Massnahmen zur Linderung der Folgen eines Verlustes der Containmentintegrität, Kapitel 9.4.
- Massnahmen bei einem Verlust der Kühlung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken, Kapitel 9.5.

9.1 Allgemeine und übergeordnete Aspekte

Das Notfallmanagement des KKM regelt die Massnahmen und das Verhalten von Personen auf dem Kraftwerksareal bei Vorkommnissen, welche die Bevölkerung der Umgebung, das Betriebspersonal, die Umwelt oder die Kraftwerksanlage gefährden können. Das Notfallmanagement berücksichtigt nationale ([6]) sowie internationale Anforderungen([9], [10]).

Während für den Normalbetrieb eines KKW ein kooperativer Führungsstil mit Zielvereinbarungen gepflegt wird, erfordert der Notfall eine straffe, auftragsorientierte Führung. Dies ist ein Schlüsselement in der Arbeit des Notfallstabes. Zeitdruck und Ungewissheit sind grundlegende Merkmale der Situation, in der sich die Führungstätigkeit abspielt. Aber auch Initiative und Selbständigkeit, die Bereitschaft Verantwortung zu übernehmen, Analysefähigkeit, vernetztes Denken, sowie umfassende Kenntnisse in allen Bereichen, mit denen sich ein Notfallstab zu befassen hat, sind eine Voraussetzung für eine effiziente, zeitgerechte Bewältigung eines Notfalles.

Der Auftrag der Notfallorganisation ist es, durch gezielte Massnahmen bestehende Notfallauswirkungen zu minimieren und weitere Auswirkungen zu verhindern, mit dem Ziel, den Schutz der Bevölkerung (siehe z. B. [8]), des Personals, der Umwelt und der Anlage maximal zu gewährleisten. Zu diesem Zweck arbeitet die Notfallorganisation eng mit staatlichen Notfallorganen zusammen.

Eine zeitgerechte und objektive Information der Mitarbeitenden und der Öffentlichkeit bildet einen integrierten Bestandteil der Aufgaben einer Notfallorganisation.

Führungsmodell der Notfallorganisation (NFO)

Die Grundlagen der NFO wurden durch Mitarbeitende der Werke, die als aktive Offiziere der Schweizer Armee auf Grund ihrer spezialisierten Ausbildung höhere Stabsfunktionen innehatten, entwickelt und in den Werken anlagenspezifisch umgesetzt und trainiert.

Zur effizienten, zeitgerechten Bewältigung eines Notfalles werden folgende Grundsätze eingehalten:

- Die Notfallorganisation ist so flexibel, dass sie einerseits auf bestimmte, vorhersehbare Fälle anwendbar ist, andererseits durch entsprechende Anpassung bei unvorhersehbaren Fällen verwendet werden kann. Dabei lehnt sie sich möglichst an die Aufbauorganisation des Kraftwerkes an: eingespielte Strukturen, Auftrags- und Informationswege und das vorhandene Wissen werden somit optimal genutzt.
- Der Führungsprozess schreibt vor, wie strukturiert vorzugehen ist, um trotz Zeitknappheit und Ungewissheit möglichst schnell den Notfall zu beherrschen. Er gibt Handlungsrichtlinien, die für das Zusammenwirken der einzelnen Sektionen wichtig sind. Dabei werden jedoch möglichst we-

nig Einschränkungen angestrebt, damit bei der Bewältigung nicht vorhersehbarer und wenig strukturierter Aufgaben die notwendige Handlungsfreiheit gewährleistet bleibt.

Das geordnete Zusammenwirken der drei Elemente Führungsorganisation, Führungsprozesse und Führungseinrichtungen bestimmt das Führungsmodell zur Bewältigung eines Notfalles:

Führungsorganisation:	Führungsprozesse:	Führungseinrichtungen:
– Notfallorganisation:	– Führungstätigkeiten	– Räumliche Zuweisungen
– Unterstellung	– Prozess der Entscheidungsfindung	– Kommunikationssysteme
– Aufgabenzuteilung	– Planung	– Informationssysteme
– Zusammenarbeit mit externen Notfalleinsatz-Elementen	– Führungsprozesse	
	– Informationsbeschaffung	

Die Details der Umsetzung dieser drei Führungselemente werden in den nachfolgenden Abschnitten beschrieben.

9.1.1 Notfallorganisation

Die Notfallorganisation besteht aus dem Notfalleiter und dem Notfallstab, die gegebenenfalls zusammen mit betriebsfremden Unterstützungs- bzw. Interventionskräften (Feuerwehr, Sanität, Kantonspolizei, usw.) die notwendigen Massnahmen treffen und umsetzen. Der Notfallstab wird durch den Stabschef geleitet und besteht in der Grundgliederung aus den Chefs der folgenden Elemente:

Sektionen:

- Feuerwehr
- Betrieb
- Mechanik
- Überwachung
- Elektrotechnik
- Logistik (inkl. Betriebswache und Werksanität)
- Kommunikation

Gruppen:

- Führungseinrichtungen
- SAMG (wenn zutreffend)

Den Sektionen und Gruppen sind Einsatzkräfte aus der Betriebsschicht, der Betriebswache sowie der Betriebsfeuerwehr, der Werkssanität und unterstützende Personen für die Führungseinrichtungen und die Überwachung sowie Übermittlungsspezialisten zugeordnet. Die Gliederung des Notfallstabes wird lagebezogen angepasst (z.B. werden nicht resp. noch nicht benötigte Sektionen und Gruppen nicht beachtet resp. nach Bedarf via einen Pikettdienst aufgeboden).

9.1.1.1 Personalbestand der KKM-Notfallorganisation

Für die mehrfache Besetzung der verschiedenen Positionen im Notfallstab stehen genügend ausgebildete KKM-Mitarbeitende zur Verfügung. Die (Ausbildungs-)Kontrolle ist in der GNO ersichtlich, auch ist dort festgehalten, wer in welchen Positionen eingesetzt werden kann.

9.1.1.2 Ausbildung der KKM Notfallorganisation

- Die Grundausbildung erfolgt, u.a. im Rahmen der jährlichen Einführung neuer Mitarbeitende, durch Schulung im Klassen- resp. Gruppenverband und durch Selbststudium.
- Die eigentliche Schulung in der Stabsarbeit erfolgt in jährlich mehreren internen Notfallübungen, und durch Mitarbeit bei Notfallübungen am Anlagensimulator.
- Jährlich findet eine Notfallübung nach den Vorgaben des ENSI [5] statt, die auch wesentlich zur Ausbildung beiträgt.
- In der Notfallübung 2011 wurde ein Totalausfall der Kühlung verbunden mit dem Ausfall der externen Stromversorgung geübt. Bei dieser Notfallübung wurden auch die SAMG – Prozeduren angewendet.
- Die Ausbildung der den Notfallstab unterstützenden Gruppen bzw. Personen erfolgt in internen und externen Kursen. Die SAMG Gruppe wird durch einen externen Berater jährlich geschult.
- Jede Schichtgruppe wird mindestens einmal jährlich in erster Hilfe (Einsatz in der Sanität) ausgebildet.

Die Fachstelle „Anlagensicherheit“ in der Abteilung Betrieb führt die Kontrolle über die Ausbildung aus.

9.1.2 Notfälle (Definition)

Als Notfall gelten alle internen und externen Ereignisse, die einen schweren Schaden an sicherheitsrelevanten Teilen der Anlage oder eine Gefährdung des Personals, der Bevölkerung oder der Umwelt verursachen oder verursachen können. Beim Auftreten einer Betriebsstörung lässt sich die Grenze zwischen einer Störung und einem Notfall nicht immer klar beschreiben. Ferner können sich Betriebsstörungen zu Notfällen entwickeln, ja selbst zu solchen, die auslegungsüberschreitend (SAMG) sind.

Als Notfällen bzw. analog dazu werden folgende Ereignisse behandelt:

- Vorkommnisse gemäss INES-Bewertung 1-7
- Personunfälle mit lebensbedrohendem Charakter oder Todesfälle
- Brände auf dem Areal mit sichtbaren Folgen
- Unbefugte Einwirkung (UEW), z.B. gewaltsames Eindringen in das Kraftwerksareal, Bombendrohung, Geiselnahme oder Erpressung
- Gewässerverschmutzung: Austreten von grossen Mengen Öl oder anderen Chemikalien, das mit den eigenen Mitteln nicht unter Kontrolle gebracht werden kann und zu einer erheblichen Verschmutzung der Aare oder des Grundwassers führen könnte.

9.1.3 Organisatorische Massnahmen beim Notfall

9.1.3.1 Erste Massnahmen

Bei einem Notfall werden die folgenden ersten Schritte veranlasst:

- Auslösung des werksinternen Notfallalarms (Alarmsignal und/oder Durchsage)
- Sofortige Orientierung des Kraftwerkspersonals über Lautsprecheranlage
- Alarmierung des Kraftwerksleiters und der Mitglieder der Kraftwerksleitung
- Information an die Betriebswache

- Veranlassung der Alarmierung über den Alarmserver (DAKS), allenfalls der Alarmierung via SMT (System für Mobilisierung mittels Telefon) bei der Kantonspolizei Bern (KAPO)
- Aufgebot der externen Notfalldienste (Feuerwehr, Sanität, Arzt, KAPO, usw.)
- Aufgebot ENSI-Pikett.

Nach den gültigen Vorschriften müssen bei einer Reihe von Vorkommnissen die zuständigen Amtsstellen und Überwachungsinstanzen alarmiert bzw. orientiert werden. Die zu erstattenden Meldungen und die Kriterien dazu sind in der Kernenergieverordnung (Art. 21, 38 und 39) sowie in der Richtlinie ENSI-B03 detailliert festgehalten. Des Weiteren erfolgt, beim Erreichen der Kriterien für die rasche Alarmierung der Bevölkerung (RABE), eine Meldung an das ENSI, die Nationale Alarmzentrale (NAZ) und den Kanton Bern.

Im späteren Verlauf des Störfalls können weitere externe Stellen von der NFO angesprochen resp. aufgeboden werden. Im Kapitel 9.1.6 werden diese externen Stellen kurz beschrieben.

Generell entscheidet der Notfalleiter über die Umsetzung von anlagenbezogenen Massnahmen. Beispiele solcher Massnahmen sind:

- Umzug MCR nach SCR (siehe Kap.9.1.11)
- Evakuierung einzelner Gebäude oder des ganzen Areals

9.1.3.2 Besetzung des Notfallstabs, mögliche Einschränkungen

Nach dem Eintreten eines Notfalls steht das am Standort anwesende Personal für die Bildung der Notfallorganisation (NFO) direkt zur Verfügung. Insbesondere sind dies die Anlageoperatoren und -Schichtchefs und der Pikettingenieur. Mit dieser Besetzung ist der Notfallstab grundsätzlich operationell, und kann während 24 Stunden die wichtigsten Massnahmen in die Wege leiten. Wenn der Notfall während der normalen Arbeitszeit eintritt, sind zusätzlich viele Fach- und Kaderpersonen für die NFO verfügbar. Ausserhalb der normalen Arbeitszeit werden die erforderlichen Personen aufgeboden: Ohne Einschränkung der Zugangswege zur Anlage sind diese Personen innert einer Stunde vor Ort und einsatzbereit.

Wenn die übliche Zugangswege blockiert oder beschädigt sind (z.B. nach einem Erdbeben) und das Areal auch über alternative Zugänge nicht erreichbar ist, muss die vor Ort anwesende Mannschaft so lange weiterarbeiten, bis der Zugang zur Anlage wieder hergestellt ist; u.U. können, zur Unterstützung resp. zur Ablösung der Mitglieder des Notfallstabs, Personen per Helikopter eingeflogen werden. Mehrere diversifizierte Kommunikationsmittel gewährleisten die Zusammenarbeit zwischen den Mitgliedern des Notfallstabes innerhalb und ausserhalb der Anlage.

9.1.4 Dokumente für den Notfall

Die in einem Notfall für alle Personen auf dem Kraftwerksareal geltenden Verhaltensregeln und die zu treffenden Massnahmen sind in den folgenden KKM-internen Dokumenten beschrieben:

- Kraftwerksreglement [7]
- Grundlagen Notfallordner (GNO) [2]
- Allgemeine Notfallanweisungen (ANA)
- Betriebsnotfallanweisungen (BNA)
- Accident Management Massnahmen (AMM)
- Severe Accident Management Guidance (SAMG - Prozeduren) [4]
- Dossier UEW (vertraulich).

Die Grundlagen der NFO wurden durch Mitarbeitende der Schweizerischen Kernkraftwerke gemeinsam entwickelt und in den einzelnen Werken anlagespezifisch umgesetzt und trainiert.

In den GNO sind die Grundlagen der Notfallorganisation, deren Aufgaben, Verantwortlichkeiten und Kompetenzen definiert. Die Beschreibung der Kommunikations-Einrichtungen, die Grundlagendokumente sowie eine Liste mit kurzer Inhaltsbeschreibung der rechtlichen und behördlichen Grundlagen sind ebenfalls in diesem Teil des Notfallordners enthalten.

Die allgemeinen Notfallanweisungen (ANA) enthalten allgemeine Notfallweisungen und Checklisten, die unabhängig vom jeweils eingetretenen Not- oder Störfall benutzt werden.

In den Betriebsnotfallanweisungen (BNA) werden Ereignisse behandelt, die einen technischen Notfall darstellen. Es sind dies sowohl äussere Ereignisse (Erdbeben, etc.) als auch technische Störungen.

In den Accident Management Massnahmen (AMM) werden Notfälle behandelt, denen auslegungsüberschreitende Abläufe zu Grunde liegen. Es handelt sich um eher langfristig wirkende Massnahmen, welche den Auswirkungen auslegungsüberschreitender Ereignisse entgegenwirken. Die SAMG-Prozeduren ergänzen die AMM in dem Sinne, dass sie zur Ableitung von Massnahmen für die Linderung der Folgen schwerer Unfälle mit Kernbeschädigung benutzt werden.

Das Dossier UEW beinhaltet Massnahmen gegen unbefugte Einwirkung.

9.1.5 Zugriff auf vorhandene interne Ausrüstungen

Für den Einsatz von Hilfsmitteln bei Störfall- und Notfallsituationen können folgende Stufen unterschieden werden:

- Stufe 1: Autonomie am Standort, Einsatz von eigenem Personal und Material (ohne externe Unterstützung)
- Stufe 2: Externe Unterstützung (Feuerwehr, Zivilschutz, Katastrophenhilfe Bereitschaftsverband) und Material aus externen Lagern
- Stufe 3: Hilfeleistungen durch anderen Schweizer KKW (wird durch swissnuclear bzw. durch die GSKL koordiniert) sowie durch weitere externe Organisationen (z.B. Lieferanten)

In der ersten Notfallphase dienen die erforderlichen Einsatzmittel zur Abfuhr der Nachzerfallswärme, Wiederherstellung der notwendigen elektrischen Stromversorgung, Überwachung der radiologischen Verhältnisse, Brandbekämpfung sowie zur ersten Reparatur-, Instandsetzungs-, Räumungs- und Bergungsmassnahmen. Externe Stellen werden dann angesprochen, wenn die eigenen Mittel nicht mehr ausreichen oder wenn die Notfallbeherrschung durch externe Unterstützung verbessert werden kann: dies dürfte vor allem in der späteren Notfallphase der Fall sein.

In den Instandhaltungsplänen der verantwortlichen Organisationseinheiten sind Vorkehrungen verankert, die die Einsatzbereitschaft der Geräte sicher stellen. Im Prozess Materialwirtschaft ist die Ersatzteilhaltung und die Bewirtschaftung der Hilf- und Betriebsstoffe (Beschaffung, Lagerung etc.) definiert. Dabei wird mit festgelegten Minimalbeständen, die bei deren Unterschreitung Bestellungen auslösen, gearbeitet. Alle angelieferten Güter unterstehen den in den Arbeitsanweisungen definierten Qualitätskontrollen.

9.1.5.1 Zugriff auf mobile Geräte

Am Standort KKM ist ein Tankfahrzeug vorhanden, welches ca. 10'000 l Dieselkraftstoff zur Nachbetankung der Notstromdiesel enthält. Dieses kann innerhalb kurzer Zeit die Dieselaggregate über Einfüllstutzen betanken. Damit kann ebenfalls Treibstoff zwischen den verschiedenen Notstromdieseltanks verschoben und je nach Bedarfsfall die Verfügbarkeit der Notstromdiesel verlängert werden.

Am Standort des KKM, auf dem Dach des SUSAN-Notstandsgebäude, steht ein weiterer mobiler Dieselgenerator zur Verfügung, welcher im Anforderungsfall innerhalb einer Stunde funktionsbereit ist und den Strombedarf zum Aufladen der Batterien übernehmen kann. Zusätzlich sind mehrere kleinere mit Diesel betriebene Notstromaggregate (< 10 kW) für Einzelanwendungen (wie z.B. für mobile oder fest installierte Pumpen) auf dem Areal gelagert.

Als Accident Management Massnahme, z.B. zur Bespeisung des SUSAN-Notstandkühlsystems, stehen temporär drei Löschpumpen à 4000 l/min auf dem Areal. Ende November 2011 werden diese drei Pumpen durch zwei neue leistungsstärkere Löschpumpen à 10'000 l/min abgelöst. Die Bereitstellung solcher Pumpen, inklusive dem Verlegen von Schlauchmaterial und installieren von Anschlüssen, ist innerhalb von 2 Stunden möglich.

9.1.5.2 Feuerwehr

Das KKM hat eine eigene, grosse Betriebsfeuerwehr, welche aus Mitarbeitenden des KKM gebildet wird. Sie steht rund um die Uhr für folgende Aufgaben zur Verfügung:

- Rettung und Bergung gefährdeter Personen
- Brandbekämpfung
- Schutz der Gewässer vor auslaufenden, schädlichen Flüssigkeiten
- Erstellen von Noteinspeiseleitungen.

Für Umsetzung der Accident Management Massnahmen wie beispielsweise die Einspeisung mit mobilen Pumpen ins SUSAN-Einlaufbauwerk wird die Betriebsfeuerwehr aufgeboten. Diese ist ebenfalls zuständig für den Unterhalt und Testbetrieb der Mittel.

Die Organisation der KKM-Betriebsfeuerwehr umfasst insgesamt ca. 75 Personen (ca. 20 Führungspersonen und eine Mannschaft von ca. 55 Atemschutzgeräteträger, Rohrführer, Maschinisten und Strahlenschutzmitarbeitenden). Während der Normalarbeitszeit steht eine Ersteinsatzgruppe von ca. 20 Personen direkt zur Verfügung (Aufgebot über die interne Telefonanlage). Diese können nach Alarmierung durch die Betriebsschicht innerhalb von Minuten die Erst-Intervention starten. Ausserhalb der Normalarbeitszeit wie an Wochenenden und Feiertagen wird über den privaten Telefonanschluss alarmiert, die gesamte Betriebsfeuerwehr wird aufgeboten. Es gilt eine Dienstbereitschaft. Innerhalb von 15 Minuten kann eine Ersteinsatzgruppe gebildet werden, wenn der Zugang zur Anlage nicht eingeschränkt ist. Die Ausbildung der KKM-Berufsfeuerwehr richtet sich nach geltenden Vorschriften (z.B. Richtlinien des Schweizerischen Feuerwehrverbandes) sowie nach den Gegebenheiten im KKM. Abgesehen von einer Grundausbildung finden regelmässige Feuerwehrrübungen statt.

Als Löschmittel stehen der Betriebsfeuerwehr nebst den üblichen Feuerwehrmitteln ein Tanklöschfahrzeug Typ III (2500 l/min), zwei Motorspritzen Typ II (1'800 l/min) sowie das dazugehörige Schlauchmaterial (ca. 3'200 m) zur Verfügung. Ebenfalls ist die Feuerwehr mit 44 Atemschutzgeräten und 120 Reserveflaschen ausgerüstet.

Auch die Ausrüstung richtet sich nach geltenden Vorschriften und nach den Gegebenheiten im KKM: z.B. stehen drei betriebseigene Mannschaftstransportwagen zur Verfügung und jedes Mitglied der KKM-Betriebsfeuerwehr besitzt eine persönliche Brandschutzausrüstung. Zur Brandbekämpfung und für den Wassertransport kann zusätzliches Material von der Berufsfeuerwehr Bern, den umliegenden Gemeindefeuerwehren sowie bei der Armee angefordert werden.

9.1.5.3 Lager in Kraftwerksnähe

In unmittelbarer Nähe des Kraftwerks werden Motorspritzen, Notstromaggregate, Pumpen, Schlauchmaterial, Brandschutzausrüstungen, Betriebsstoffe, Borierungsmittel, Werkzeuge und Hochwasserschutzmaterial gelagert.

9.1.6 Externe Unterstützung

9.1.6.1 Externes Lager Reitnau

Seit dem 30.5.2011 kann zudem auf die Einsatzmittel im externen Notfalllager Reitnau zugegriffen werden. Mit den Einsatzmitteln im externen Notfalllager besteht die Möglichkeit, mobile Dieselgeneratoren und Treibstoff sowie andere Einsatzmittel (Strahlenschutzmittel, mobile Pumpen, Borierungsmittel, etc.) und die Werkzeuge für deren Installation mit Hilfe von Helikoptern des Departements VBS (falls die

Strassen vom externen Notfalllager zum Standort KKM befahrbar sind, auch mit LKW's) direkt an den Standort zu bringen.

Die Einsatzmittel werden dabei im externen Lager so vorbereitet, dass sie mit einem Helikopter des VBS transportiert werden können. Die Helikopter des VBS können mittels der Befehlskette ENSI-NAZ-VBS direkt zum Einsatz abgerufen werden. Die Organisation ist so aufgebaut, dass auch unter Notfallbedingungen die Einsatzmittel rasch am Standort zur Verfügung stehen.

Der Bezug dieser Einsatzmittel, sowie die Bereitstellung von Notfallmaterial vor Ort werden durch unterstützende Kräfte der Schweizerischen Kernkraftwerke koordiniert.

9.1.6.2 Feuerwehr

Der Schichtleiter oder der Notfalleiter kann bei Bränden oder bei Gewässerverschmutzungen jederzeit die Unterstützung der Berufsfeuerwehr Bern (BFWB) anfordern. Die Zusammenarbeit mit der eigenen Betriebsfeuerwehr ist in einer Vereinbarung zwischen KKM und der BFWB geregelt. Auch kann die Ortsfeuerwehr Mühleberg für Einsätze ausserhalb der kontrollierten Zone aufgeboten werden.

9.1.6.3 Kantonspolizei

Der Leiter der Wachgruppe oder der Notfalleiter kann jederzeit die Kantonspolizei anfordern, wenn die Situation den Einsatz von Polizeikräften erfordert.

9.1.6.4 Unterstützung durch anderen KKW-Betreiber

Die Schweizerischen KKW-Betreiber haben sich dazu verpflichtet, sich in Notfallsituationen gegenseitig zu unterstützen mit Einsatzmitteln, Notfallmaterial oder auch andere Ressourcen. Über die Anforderung dieser Unterstützung entscheidet der Notfalleiter.

9.1.6.5 Notfallarzt, Krankenhauseinweisung

Die erste ärztliche Hilfe wird durch die Ärzte des Amtes Laupen gewährleistet. Innerhalb dieser Ärztegruppe besteht ein Pikettdienst, der den offiziellen Ärztenotruf des Amtes Laupen bildet. Falls weitergehende ärztliche Hilfe oder eine sofortige Spitaleinlieferung erforderlich ist, muss die Sanitätspolizei oder allenfalls die REGA (Schweizerische Rettungsflugwacht) alarmiert werden.

Waren die verunfallten Personen einer externen oder internen Strahlenbelastung ausgesetzt, sind zudem spezielle Massnahmen zu treffen. Grundsätzlich werden Verletzte mit schweren Verbrennungen oder hoher Strahleneinwirkung sowie Verletzte mit radioaktiver Kontamination mit der REGA in das Universitätsspital Zürich transportiert.

9.1.6.6 Carelink

Carelink bietet umfassende praktische und psychologische erste Hilfe für betroffene Personen (Mitarbeitende und ihnen nahe stehenden Personen) während und nach einem komplexen Ereignis. Über die Anforderung dieser Unterstützung entscheidet der Notfalleiter.

9.1.6.7 Weitere externe Unterstützung

Zugriff zum Emergency Support Center des Reaktorlieferanten General Electric sowie zu anderen Schlüssellieferanten ist möglich und wurde in Notfallübungen auch entsprechend getestet. Über die Anforderung dieser Unterstützung entscheidet der Notfalleiter.

9.1.7 Management der radioaktiven Abgaben und deren Minimierung

Die Auslegung der Brennelemente und der Einsatz des Brennstoffes innerhalb der genehmigten Betriebsgrenzen stellen sicher, dass Brennelementdefekte im Betrieb weitgehend vermieden werden. Bei den meisten Auslegungsstörfällen kommt es ebenfalls nicht zu Beschädigungen an Brennelementen. Die radiologischen Auswirkungen dieser Störfälle in der Umgebung sind daher gering. Für einige Auslegungsstörfälle muss mit dem Auftreten von Brennstoffschäden gerechnet werden, oder solche Schäden

werden im Rahmen der Störfallmodellierung postuliert. Für diese Fälle wird die resultierende Folgedosis für die Bevölkerung mit konservativen Randbedingungen ermittelt. Die aktuellen Berechnungen der radiologischen Auswirkungen der verschiedenen Störfälle sind im Sicherheitsbericht [12] dokumentiert. Die Dosisgrenzwerte der StSV werden in allen Fällen eingehalten.

Für den Fall, dass alle Systeme zur Nachzerfallswärmeabfuhr ausgefallen sind und die Nachzerfallswärme bei intaktem Brennstoff über die Abgabe von Frischdampf an die Umgebung erfolgen muss, lässt sich konservativ abschätzen, dass die resultierende Folgedosis für die am meisten betroffene Bevölkerungsgruppe kleiner als 0.035 mSv/Mg ist. Aus den zur Abfuhr der Nachzerfallswärme erforderlichen Dampf-mengen ergibt sich, dass dieser alternative Kühlpfad für mehrere Tage möglich ist, ohne die Grenzwerte der StSV zu überschreiten.

Abgaben aus den betrieblichen Sammelbehältern können nicht zu hohen Dosen führen [13]. Die resultierende Folgedosis für die am meisten belastete Bevölkerungsgruppe für den Fall, dass alle Behälter bei einem Hochwasserereignis vollständig ausgespült würden, wurde konservativ als kleiner 1 mSv abgeschätzt.

Die Rückhaltung von Radioaktivität in der Anlage im Falle einer Kernbeschädigung ist eine zentrale Aufgabe der SAMG (Severe Accident Management Guidance)-Prozeduren. Die Vorgaben zur Bedienung des Containment Druckentlastung System CDS (Schwellwert 5 bar, Aktivierung während jeweils 5 min) in den SAMGs dienen zur Minimierung der Abgaben. Ein wichtiger Beitrag zur Minimierung liefert auch die Rückhaltung von Jod im äusseren Torus durch die Einspeisung von Natriumthiosulfat (siehe Kap. 3.3.4.7.1).

9.1.8 Dosisüberwachung

Personendosimetrie

Zur Dosisüberwachung stehen für den Ersteinsatz elektronische Notfalldosimeter zur Verfügung. Zusätzlich sind für längere Einsätze die persönlichen Strahlenmessgeräte (Thermolumineszenz Dosimeter - TLD) und elektronische Dosimeter am Eingang der kontrollierten Zone vorhanden. Alle Einsätze erfolgen in Feuerwehrbekleidung, in der die persönlichen TLD der offiziellen Dosimetrie eingenäht sind, und unter Atemschutz.

Die Auswerteeinheiten für die TLD befinden sich im Betriebsgebäude. Im Falle eines Defektes oder Ausfalls dieser Einheiten durch externe Ereignisse können die TLD mit gleichwertigen Geräten im KKL oder im PSI ausgewertet werden.

Die Computer der Dosimetrie befinden sich in den Computerräumen A und B des Betriebsgebäudes.

Für die Bewertung der gemessenen Dosen sind die gesetzlichen Vorgaben der Strahlenschutzverordnung (StSV SR 814.501) massgebend:

- Art. 35- 37 Dosisgrenzwerte für beruflich strahlenexponierte Personen
- Art. 96 zulässige Dosen nach einem Ereignis (effektive Dosis im ersten Jahr nach Ereignis 50 mSv, 250 mSv zur Rettung von Menschenleben)
- Art. 97 Sofortmassnahmen bei einem Ereignis
- Art. 121 Dosen für verpflichtete Personen (analog Art. 96).

Diese Vorgaben der StSV und weitere betriebliche Regelungen zu deren Umsetzung sind in der KKM-Strahlenschutzordnung [14] (Teil des Kraftwerksreglements [1]) geregelt.

Arealüberwachung

Die Dosisleistung auf dem Areal wird mit fünf festinstallierten Messsonden überwacht. Diese befinden sich an den folgenden Stellen:

- Eingang Kraftwerksareal (Fassade Garagengebäude Nord) Alarmwert 5 $\mu\text{Sv/h}$
- Pumpenhaus (Fassade West) Alarmwert 4 $\mu\text{Sv/h}$
- Werkstatt (Fassade Süd) Alarmwert 4 $\mu\text{Sv/h}$
- Zwischenlager-Kommandoraum (direkt vor dem Eingang) Alarmwert 10 $\mu\text{Sv/h}$
- Arealzaun-Ost Alarmwert 5 $\mu\text{Sv/h}$

Diese Überwachung erlaubt eine schnelle Detektion von freigesetzter Aktivität und damit eine schnelle Entscheidungsgrundlage zur Verlagerung des Personals in gut geschützte Räume.

Zusätzlich stehen vier empfindliche mobile Messsonden zur Verfügung, welche auch ausserhalb des Areals benutzt werden können. Deren Messwerte werden per GSM übermittelt. Sowohl die festinstallierten als auch die mobilen Sonden bieten die Möglichkeit eines schnellen Überblicks über eine Aktivitätsverteilung auf dem Areal.

Zur längerfristigen Bestimmung von Dosen auf dem Areal (inkl. des Zauns) sind an 16 Stellen TLD deponiert. Zusätzlich sind, zur Bestimmung von Personaldosen ausserhalb der kontrollierten Zone, in den verschiedenen Gebäuden TLD deponiert (Reaktorgebäude 13 TLD, Mehrzweckgebäude 3 TLD, Verwaltungsgebäude 4 TLD, Personalrestaurant 2 TLD, Bürocontainer Ost 3 TLD). Ausserhalb des Areals sind im Kabelkanal zum Wasserkraftwerk 3 TLD und im Wasserkraftwerk 1 TLD deponiert.

Um die Benutzbarkeit der Kommandoräume (siehe Kap.9.1.11) zu überwachen, sind Dosisleistungsmesssonden im SUSAN-Kommandoraum (SCR, Alarmwert 25 $\mu\text{Sv/h}$) und im Hauptkommandoraum (MCR, Alarmwert 10 $\mu\text{Sv/h}$) installiert.

9.1.9 Kommunikation und Informationssysteme

9.1.9.1 Auslegungsgrundlagen

Die Übermittlungseinrichtungen des KKM dienen dazu,

- a) den täglich notwendigen Informationsaustausch rationell zu ermöglichen,
- b) im Falle eines Störfalls das Kraftwerkspersonal möglichst rasch warnen resp. orientieren zu können,
- c) im Falle eines Störfalls in der Anlage oder einer äusseren Einwirkung die Behörden wie z.B. ENSI und NAZ zu orientieren, die Wehrdienste aufzubieten und gegebenenfalls die Bevölkerung via Kapo zu alarmieren, sowie
- d) die Betriebsleitung des KKM auf eventuelle, dem Kraftwerk von aussen drohende Gefahren aufmerksam zu machen.

Zur Erfüllung der vorgenannten Aufgaben stehen folgende Einrichtungen für kraftwerksinterne und externe Kommunikation zur Verfügung:

- Telefonanlagen kombiniert mit Ortungssystem und Alarmserver
- Sprech-Funkanlage
- Kombinierte Lautsprecher- und Alarmanlage
- Gegensprechanlage

9.1.9.2 Beschreibung der einzelnen Übermittlungsanlagen

9.1.9.2.1 Telefonanlagen

Das normale Telefonnetz stellt im KKM die wichtigste kombinierte Übermittlungseinrichtung für interne und externe Kommunikationen dar. Die Amtsleitungen führen über zwei verschiedene Amtszentralen der Swisscom und können von drei getrennten Vermittlerstationen bedient werden. Ein Amtskabelunterbruch oder Ausfall einer Amtszentrale bewirkt ein automatisches Umleiten der Verbindungen zu anderen Zentralen. Innerhalb des Kraftwerkes sorgt ein den Anforderungen und Gegebenheiten optimal angepasstes Gesamtsystem für flächendeckenden Cordless- und Festnetzbetrieb. Durch die redundante Auslegung zentraler Komponenten sowie die Anordnung autonomer Funktionseinheiten an verschiedenen Stellen wird ein Höchstmass an Verfügbarkeit erreicht. Die Personensicherheit wird mit einem Ortungssystem sowie Cordless-Handys mit automatischem Alarm gewährleistet. Mit dem Alarmserver (DAKS) werden die interne und die externe Alarmierung für KKM-Feuerwehr-, Notfall- und Führungspersonal sichergestellt.

Der Notstrombetrieb der Telefone wird mit Notstromdieselanlagen und Batterien sichergestellt. Im KKM und ZLS sind von der eigenen Zentrale unabhängige Telefonanschlüsse von der Gegenseite vorhanden. Via ZLS ist das KKM mit dem BKW-internen Telefonnetz verbunden.

Das Telefonnetz ist so ausgelegt, dass es auch im Falle einer Überschwemmung des Kraftwerksgeländes bis +4 m über dem KKM-Kraftwerksnull von +466.00 m ü.M. betrieben werden kann. Für noch grössere Fluthöhen steht im KKM eine separate unabhängige Telefonleitung zur Verfügung, die den MCR des KKM mit der ZLS der BKW in Mühleberg (Geländekote +480.00 m ü.M.) verbindet. Über die Telefonanlagen kann das Betriebspersonal des KKM jederzeit, d.h. auch bei Ausfall einer Ortszentrale, Überschwemmung des Kraftwerksgeländes oder Ausfall der Stromversorgung des Kraftwerkes, mit der Aussenwelt in Verbindung treten.

Im Weiteren besteht ein Telefonnetz der schweizerischen Kraftwerke, der NAZ und des ENSI, das gesondert unterhalten wird.

Ausserdem sind Berufsfeuerwehr und Kantonspolizei Bern über direkte Sprachleitungen erreichbar. Der Kantonspolizei können damit Alarmierungsaufträge (via SMT) für Fach- und Wehrdienstpersonal erteilt werden oder Meldungen bei Störfällen zur raschen Alarmierung der Bevölkerung.

Die Berufsfeuerwehr wird vom Hauptkommandoraum (MCR) mittels Druckknopf über das GSM-Alarmnetz kontaktiert.

9.1.9.2.2 Funkanlage

Der Sprechfunk teilt sich in zwei voneinander unabhängige Systeme auf:

- Das abhörsichere interne Bündelfunksystem TETRA enthält unabhängige Sprechkanäle für den Anlagebetrieb, für die Betriebssanität, die Betriebsfeuerwehr, sowie für die Betriebswache. Die Ausrüstung umfasst mehrere Handfunkgeräte und drei Fixstationen im MCR, in der SIZ und beim Zugang zum Kraftwerksareal (Kontrollstelle Betriebswache). Mit ihnen kann über alle internen Kanäle kommuniziert werden. Eine spezielle Betriebsart ermöglicht den autonomen Funkverkehr zwischen Reaktorgebäude und SUSAN-Gebäude selbst beim Ausfall der Funkzentrale.
- Der externe Funk stellt einerseits eine Verbindung zu Pikettpersonal im Gebiet des Kantons Bern und den angrenzenden Gebieten sicher und dient andererseits der Aufschaltung auf das externe Telefonnetz mittels Vermittlung der Funkzentrale via ZLS. Für die Koordination mit externen Notfallorganisationen steht der K-Kanal zu Verfügung. Die Ausrüstung umfasst drei Kommandogeräte im MCR, in der SIZ und beim Zugang zum Kraftwerksareal (Kontrollstelle Betriebswache).

Der Notstrombetrieb der Funkanlagen wird über eine eigene Batterie sichergestellt.

9.1.9.2.3 Kombinierte Lautsprecher- und Alarmanlage

Die Bedienung der Lautsprecheranlage für Rufe und Durchsagen innerhalb des Kraftwerkes erfolgt ab den Telefon-Vermittlerstationen sowie der Sicherungszentrale und dem Simulator-Kommandoraum.

Als interner Notfallalarm, d.h. bei Störfällen oder Feuer, wenn eine Alarmierung des Kraftwerkpersonals oder eine Evakuierung des Reaktorgebäudes, Maschinenhauses und/oder Aufbereitungsgebäudes erforderlich ist, wird über die gesamte Lautsprecheranlage sowie über Presslufthörner, ein auf- und abschwellender Heulton ausgestrahlt. Die Besammlung des Kraftwerkpersonals und der betriebseigenen Notfall-equipen findet anschliessend an festgelegten Orten statt.

Die Stromschiene der Anlage wird von einer Notstromdieselanlage gespeisen. Diese Notstromschiene ist so installiert, dass sie auch im Überflutungsfall bis +4.00 m über dem Kraftwerksnull funktionsfähig bleibt.

9.1.9.2.4 Gegensprechanlage

Fünf autonome Zentralen, die über Lichtwellenleiter miteinander verbunden sind, decken die betrieblichen Kommunikationsbedürfnisse ab, z.B. im Zusammenhang mit Kalibrierungen von Instrumenten, Messungen und Versuchen. Die Gegensprechanlage erlaubt eine Kommunikation zwischen MCR, SCR, Schaltanlagenräumen, Elektronikräumen, den Steuer- und Instrumententafeln, den Maschinenräumen und weiteren Räumlichkeiten.

9.1.9.2.5 Inspektionen und Prüfungen

Die Telefon-, Funk-, und Gegensprechanlagen werden ständig benutzt, weshalb sich besondere, über die Wartung hinausgehende Prüfungen erübrigen. Die kombinierte Lautsprecher- und Alarmanlage, der Telefonalarmserver, die speziellen Telefonverbindungen und der spezielle Funkkanal werden periodisch überprüft.

9.1.9.2.6 Infrastruktur

Vom MCR aus erfolgen die Alarmierung der Notfallorganisation einschliesslich externer Stellen, die Telefonvermittlung ausserhalb der normalen Arbeitszeit und bei Zentralenausfall sowie der Funkverkehr mit Notfallstabgruppen. Die Telefonverbindungen zu Behörde, NAZ, Polizei, Feuerwehr und den anderen schweizerischen KKW (Ringleitung) und zu Amtsstellen sind ebenfalls im MCR installiert.

Abgesehen vom MCR sind die wichtigsten Kommunikationsmittel im SCR sowie in der Sicherungszentrale der Betriebswache (SIZ⁷) installiert. Zudem steht mit dem Anlagensimulator ein voll ausgerüsteter und mit allen Kommunikations- und Systemüberwachungseinrichtungen ausgerüsteter Notfallraum zur Verfügung.

9.1.9.3 Sicherheitstechnische Bedeutung

Mit den beschriebenen Anlagen stehen eine Vielfalt unabhängiger Kommunikationsmittel zur Verfügung, die zu einem zuverlässigen und sicheren Kraftwerksbetrieb beitragen.

Die obengenannten Kommunikationsmittel sowie die elektronische Lagedarstellung (ELD⁸) und die permanente Übermittlung von Anlage-Parametern (ANPA) an das ENSI tragen wesentlich zu einer effizienten Zusammenarbeit der Notfallstäbe des ENSI und des KKM bei.

9.1.10 Massnahmen für die spätere Notfallphase

Über längerfristig zu treffenden Massnahmen muss situativ geurteilt werden. Dabei spielen die Art des Notfalls, dessen Auswirkung bzw. die aktuelle Situation sowie die mögliche Weiterentwicklung eine wichtige Rolle. Generell sind folgende Massnahmen denkbar:

⁷ Dieser Raum steht nur der Betriebswache, die die für alle Aspekte der Sicherung zuständig ist, zur Verfügung

⁸ Die elektronische Lagedarstellung erlaubt einen Austausch von Informationen mit externen Notfallpartnern über ein geschütztes Netzwerk.

- Eine genaue Ermittlung des Schadensausmasses (eventuell mit Begehungen vor Ort).
- Einschätzung des Risikos einer Wasserstoffexplosion.
- Verifizierung von Rettungs- und Bergungsmittel und ggf. das Auffüllen von Vorräten veranlassen.
- Schichtbetrieb für die notwendigen Einsätze bzw. zur Überwachung der Anlage planen, personelle Ressourcen verifizieren und weiteres Personal mobilisieren.
- Verifizierung der Begehbarkeit der Anlage.
- Dekontaminationsarbeiten veranlassen, Reinigungsmittel bzw. -anlagen installieren bzw. bestellen.
- Wiederherstellung der externen Stromversorgung veranlassen.
- Lieferanten engagieren zur Konsultierung bzw. zur Klärung von Fragestellungen.

9.1.11 Benutzbarkeit der Kommando- und Notfallräume

Der Hauptkommandoraum (MCR) liegt im Betriebsgebäude auf der Kote 474 m ü.M. (+8 m über dem Areal bzw. Kraftwerksnull bei +466 m ü.M.) und verfügt über drei unabhängige Zugänge innerhalb des Gebäudes. Entsprechend ist der Hauptkommandoraum überflutungssicher bis zu einer Höhe von 8 m, und die verschiedenen Zugänge ermöglichen einen Zutritt auch bei partiellen Beeinträchtigungen durch Brand, Erdbeben und unerlaubte Einwirkung im und ausserhalb des Kraftwerksareal.

Falls der Hauptkommandoraum bzw. das Betriebsgebäude nicht (mehr) zugänglich sind, steht im SUSAN Notstandsgebäude mit dem SRC ein vollwertiger zweiter Kommandoraum zur Verfügung. Das SUSAN-Gebäude ist gegen Erdbeben, unerlaubte Einwirkung, Überflutung, Blitzschlag, Flugzeugabsturz und Direktstrahlung geschützt. Es kann über einen Zugang auf Arealhöhe (Kraftwerksnull +466 m ü.M.) sowie einen geschützten Zugang über Gebäude der kontrollierten Zone erreicht werden. Dabei sind die oben erwähnten Zugänge zum Hauptkommandoraum ebenfalls nutzbar.

Aufgrund seiner Grösse kann der Hauptkommandoraum auch als Notfallraum genutzt werden. Bei einem Störfall mit hoher Strahlenbelastung werden Räumlichkeiten im Notstandsgebäude benutzt. Die Zugänglichkeit der Notfallräume ist somit identisch mit der Zugänglichkeit der Kommandoräume.

Für den Fall unerlaubter Einwirkung (UEW) steht ein externer Notfallraum ausserhalb des Kraftwerksgeländes zur Verfügung.

Um die Benutzbarkeit der Notfallräume sicherzustellen und die Zugänglichkeit für das Personal zu gewährleisten, wird die Dosisleistung mit festinstallierten Messstellen auf dem KKM-Areal überwacht: Zusätzlich stehen mobile Messgeräte für die Messung der Dosisleistung auf dem Areal oder in der Umgebung zur Verfügung (siehe Kap. 9.1.8). Das Strahlenschutz-Personal ist entsprechend den Anforderungen eng in das Accident Management eingebunden. Unabhängig vom Ereignisablauf gehört die Überwachung des radiologischen Zustandes immer zu den Grundaufgaben des Strahlenschutzes.

Über die Benutzung der Notfallräume wird situativ entschieden. Dabei wird berücksichtigt, dass mehrere Räume mit den erforderlichen Ausrüstungen zur Verfügung stehen (MCR, SCR, externer Notfallraum) und dass es alternative Zugänge zum Areal gibt.

9.2 Accident Management beim Verlust der Kernkühlung

9.2.1 Ohne Brennelementschäden

Beim Ausfall der Kernkühlung sind mehrere Sicherheitssysteme vorhanden, um die Kernkühlung sicherzustellen, damit kein Brennstoffschaden eintritt. Diese Systeme können entweder automatisch oder von Hand ausgelöst werden. Sie sorgen entweder für die Kühlmiteinspeisung oder für die Nachzerfallswärmeabfuhr oder für beides. Es handelt sich hier um das Kernsprühsystem (CS), das alternative Niederdruckeinspeisesystem (ALPS), das Kernisolationenkühlsystem (RCIC), das automatische Druckabbau-system (ADS), die Druckentlastungsventile (PRV), das Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS), das To-

ruskühlsystem (TCS) und das Containment-Druckentlastungssystem (CDS). Zusätzlich kann mit dem Feuerlöschsystem ebenfalls Kühlmittel eingespeist werden. Die Feuerlöschwasserversorgung wird durch das Hochreservoir oder von der Aare mit mobilen Feuerlöschpumpen sichergestellt.

Zur Druckentlastung (Schutz vor Hochdruckszenarien) sind vier kombinierte Sicherheits-/Abblaseventile (SRV) und zwei Sicherheitsventile (SV) an die Frischdampfleitungen vor den Durchflussbegrenzern und den inneren Isolationsventilen angeflanscht. Die SRV und SV befinden sich innerhalb des Drywells. Das Druckentlastungssystem begrenzt den Druck in der Umschliessung des Primärsystems und dem RDB und leitet bei Gefährdung der Kernkühlung eine automatische Druckentlastung ein. Die Druckentlastungsfunktion

- a) begrenzt den Druckanstieg im RDB bei den stärksten Anticipated Operational Occurrences (AOO) (z.B. bei einem doppelten Turbinen-Schnellschluss mit Nicht-Öffnen des Turbinen-Bypasssystems);
- b) löst ADS-LOCA bei LOCA-Ereignissen aus, bei welchen weder das Speisewasser-Einspeisesystem (FWCI) noch das RCIC den RDB-Füllstand aufrechterhalten können. Steigt der Drywelldruck an, werden die elektromagnetischen Vorsteuerventile von drei der vier SRV angeregt und die Druckentlastung zur Einspeisung mit Niederdrucksystemen eingeleitet;
- c) löst ADS-LEVEL bei Abnahme des RDB-Füllstands aus. Dies als Folge eines Verlusts des RDB-Inventars, verursacht durch den Ausfall aller Hochdruckeinspeisungen oder das unbeabsichtigte Öffnen der Turbinen-Bypassventile. Die elektromagnetischen Vorsteuerventile von zwei der vier SRV werden angeregt und die Druckentlastung zur Einspeisung mit Niederdrucksystemen wird eingeleitet.

9.2.2 Mit Brennelementschäden

Nach dem Eintritt von Brennstoffschäden können die Brennelemente durch das Einspeisen von Wasser in den RDB gekühlt werden. Es gibt im Wesentlichen drei Szenarien:

- Wenn das RDB-Wasserniveau über TAF („top of active fuel“ = Kernoberkante -322 cm) ist, kann der RDB bis +2.5m geflutet werden. Dies erfolgt in erster Priorität mit den Systemen der Gruppe 1 (d.h. Kondensat-/Speisewasserstrang, CRD, RCIC, SLCS, oder STCS), in zweiter Priorität mit den Systemen der Gruppe 2 (d.h. CS, ALPS, Hochreservoir oder FWS) oder mit dritter Priorität durch externes Einspeisen von Wasser in das Containment. Die RDB-Entlüftung erfolgt über die RCIC-Dampfleitung, die SRV und Abblaseleitungen oder MSIV und Frischdampfleitungen.
- Wenn das RDB-Wasserniveau nicht über TAF oder unbekannt ist, die Wassereinspeisung jedoch sichergestellt ist (grösser als die sogenannte minimale Debris Retention Flow Rate), kann der RDB mit CS, ALPS, CRD (mit maximalem Durchfluss), SLCS oder durch externes Einspeisen von Wasser geflutet werden, mit dem Ziel, den Wasserstand über TAF zu halten. Die RDB-Entlüftung erfolgt wie oben beschrieben.
- Wenn die Wassereinspeisung nicht sichergestellt ist (nicht grösser als die minimale Debris Retention Flow Rate ist), kann der RDB mit CS oder ALPS mit Einspeisung von Wasser aus dem inneren Torus oder von ausserhalb des Containments, oder auch mit Systemen der Gruppe 1 oder 2 geflutet werden. Die RDB-Entlüftung erfolgt wieder wie oben.

9.2.3 Versagen Reaktordruckbehälter (RDB)

Das Drywell Sprüh- und Flutsystem (DSFS) ermöglicht das Fluten des Drywellbodens mit Wasser, falls die Reaktorkernbeschädigung so stark wird, dass die Kernschmelze nicht mehr vom RDB zurückgehalten werden kann. Falls die Kernschmelze den RDB-Boden durchdringt und sich auf dem Drywellboden ansammelt, führt die rasche Auslösung des DSFS dazu, dass die Kernschmelze in eine Wasservorlage fällt; dadurch kühlt sich die Kernschmelze ab und thermochemischen Reaktionen mit dem Betonboden wird vorgebeugt. Durch das Einspeisen des DSFS-Wassers in das Drywell über die Sprühverteillerringe fällt die Temperatur im Drywell; ausserdem wäscht das DSFS-Wasser luftgetragene Spaltprodukte aus der Drywellatmosphäre. Um diese Funktion auszuführen, benötigt das System keine anlageninternen Hilfsysteme; d.h. es ist nicht von der Verfügbarkeit von AC/DC-Stromquellen, einer Wasserversorgung oder pneumatischer (Steuer-) Luft abhängig. Die Anspeisung des Systems erfolgt im Anforderungsfall über

Feuerlöschwasser. Dabei kann Feuerlöschwasser ab dem nächsten, verfügbaren Hydranten über eine Schlauchleitung ins DSFS eingespeist werden. Steht im Anforderungsfall des DSFS das Feuerlöschnetz nicht zur Verfügung kann über eine mobile Feuerwehrrampe Wasser ins DSFS eingespeist werden. Eine flexible Leitung (Feuerlöschschlauch) von ausreichender Länge ist zusammen mit den Feuerwehrrampen auf dem Kraftwerksareal gelagert. Vorbereitete Wasserbezugsorte ermöglichen den Wasserbezug aus der Aare.

9.2.4 Übergang zu SAMG

Bei den meisten Reaktorbetriebszuständen erfolgt der Übergang zu den SAMG durch direkte Verbindungen von den KKM-spezifischen SYA (siehe auch Kapitel 9.2.5). Jede Verbindung stellt eine Abweichung vom System der formalen schriftlichen Anweisungen dar, die dazu dienen, die Anlage in einen stabilen und voll leistungsfähigen Zustand zurückzubringen. Die Zustände, die den direkten Übergang zu den SAMG bestimmen, setzen Kombinationen von Versagen an mehreren wichtigen Systemen voraus; der tatsächliche bzw. vorhersehbare Eintritt einer Kernbeschädigung wird vorausgesetzt.

Die SYA bestimmen einen Übergang zu den SAMG unter folgenden Bedingungen:

- Torus-Wassertemperatur > Wärmekapazitätslimite und SCRAM-Versagen (ATWS)
- Versagen des RDB- Druckabbau
- Wasserstoffkonzentration im Containment > 5 %
- Kernkühlung nicht sichergestellt (RDB-Füllstand ist unbekannt bzw. liegt unter gewissen Niveaus);

9.2.5 Cliff Edge

Die SAMG sind eine Erweiterung der Möglichkeiten der Anlage, um auf potenzielle Störfallsituationen zu reagieren. Der Übergang von den SYA zu den SAMG ist an bestimmten Punkten in den Flussdiagrammen gekennzeichnet, welche Operateurhandlungen durch die KKM-SYA führen. Ein Verweis zu SAMG in einer Prozedur bedeutet das Vorhandensein eines Zustands, der das Bearbeiten von SAMG erfordert. Alle SAMG-Verweise weisen auf einen gemeinsamen Eintrittspunkt in die SAMG, welche die Notfallorganisation zu angemessenen Strategien zum Management schwerer Störfälle führen. Beim Inkrafttreten der SAMG bestimmen drei Ziele die Entscheidungsfindung bei der Auswahl der entsprechenden Accident Management-Strategien:

- Beendigung der Kerndegradation
- Aufrechterhaltung der Containment-Integrität und
- Minimierung der radioaktiven Abgaben

Die während eines schweren Störfalls auftretenden Vorkommnisse und Phänomene bringen eine grosse Vielfalt von Problemen mit sich, die die Zielerreichung erschweren können. Die SAMG sind so strukturiert, dass sie spezifische Handlungen und Strategien empfehlen, um die Probleme lösen zu können.

Die Verweise zu SAMG befinden sich an sieben Punkten in den SYA-Flussdiagrammen, an vier Punkten in SYA-B-001 (Reaktorüberwachung) und an drei Punkten in SYA-002 (Primärcontainmentüberwachung). Ein Verweis zu SAMG bedeutet das sofortige Bearbeiten von SAMG. Ein Beispiel dieser Übergangsart, die den Übergang in die SAMG bedeutet, tritt auf, falls die Wasserstoffkonzentration im Containment mehr als 5 % beträgt. Diese Wasserstoffmenge kann nicht durch die radiolytische Zersetzung des Reaktorwassers erzeugt werden; sie deutet eher auf erhebliche Oxidation der Brennstoffhüllrohre. Ein solcher Zustand könnte bei nicht ausreichender Kernkühlung eintreten. Dies könnte global (d.h. den ganzen Kern betreffend) vorkommen, wenn der RDB-Füllstand beispielsweise unter das Mindest-Dampfkühlniveau fällt. Ein solcher Zustand könnte auch lokal eintreten, wenn der Durchfluss durch das Brennelementbündel beispielsweise von einem Fremdkörper blockiert wird. In beiden Fällen ist ein rascher Übergang zu den SAMG angezeigt.

Es ist häufiger der Fall, dass Verweise zu SAMG einen bedingten Eintritt in die SAMG bedeuten. Ein Eintritt in die SAMG wird bei der Niveauüberwachung in der SYA-B-001 Reaktorüberwachung bei unbekanntem Reaktorniveau empfohlen. An diesem Übergangspunkt ist der RDB-Füllstand unbekannt, und Operateure folgen den in AMM-001 festgelegten Anweisungen zum Fluten des RDB. Falls diese Massnahmen nicht gelingen und die Kernkühlung nicht sichergestellt werden kann, ist ein sofortiger Übergang zu den SAMG erforderlich. Ähnliche bedingte Übergangspunkte sind auch im weiteren Verlauf des Flussdiagramms zur RDB-Niveauüberwachung angegeben.

Zusammenfassend: Der Übergang zu den SAMG ist an sieben Punkten in den SYA-Flussdiagrammen gekennzeichnet. Der Übergang erfolgt anhand von Übergangskriterien sowie dem bedingten Eintritt bei der Feststellung bestimmter Zustände. Der systematische und strukturierte Übergang zu den SAMG wurde von den MELCOR-KKM-Störfallverlaufmodellierungen bestätigt, die die MUSA- und SAMG-Optimierungsstudien unterstützen.

9.2.6 Beurteilung der Massnahmen

Die existierenden Massnahmen für Severe Accident Management sind in den KKM Severe Accident Management Guidelines (SAMGs) festgehalten. Die SAMGs stellen Empfehlungen zum Wiedererlangen der Kontrolle über die Notfallsituation dar: Sie enthalten detaillierte Anweisungen für die Bedienung von Systemen und Geräten, und von möglichen Verfahren in bestimmten Betriebszuständen. Die KKM SAMGs gleichen den Severe Accident Guidelines (SAGs) der BWR Owners' Group (BWROG); jedoch wurden aufgrund der einzigartigen Auslegungsmerkmale des KKM (z.B. CDS, DSFS und äusserer Torus) die BWROG-SAGs nicht als das Grundgerüst für die KKM SAMGs übernommen. Ein detaillierter Vergleich zeigt, dass die KKM-SAMGs die bessere, und vor allem auf die KKM-Auslegung ausgerichtete, Strategie enthalten [4]. Die SAMGs wurden in mehreren Notfallübungen erfolgreich geprüft und verwendet. Das KKM erachtet die KKM-SAMGs für das Accident Management im KKM als geeignet.

9.2.6.1 Instrumentierung zur Erkennung des Eintritts von Kernbeschädigung

Beim Ausfall ausreichender Kernkühlung muss das Personal den Übergang von SYA zu den SAMG einleiten. Falls ausreichende Kernkühlung nicht wiederhergestellt wird, führt der sinkende RDB-Füllstand zum Abdecken der Brennelemente, zum Anstieg der Hüllrohrtemperatur und der Oxidation sowie letztendlich zum Brennstoffversagen. Die Überwachung der Brennstoffbeschädigung ist ein wichtiger Indikator für Operateurhandlungen im Rahmen der SAMG.

Zur Erkennung der Brennstoffbeschädigung sind Instrumente vorgesehen zur Messung von:

- RDB-Füllstand – wenn das Wasserniveau unterhalb der Kernoberkante (top of active fuel, TAF) absinkt, ist dies ein erstes Indiz für mögliche Kernschäden. Im KKM stehen vier sicherheitsklassierten Instrumente zur Messung des Wasserniveaus zur Verfügung: zwei davon werden auch vom SUSAN-Notstandssystem mit Strom versorgt. Die wichtigsten Wasserniveaus sind in den SAMG Prozeduren enthalten.
- H₂-Konzentration im Primärcontainment – mit zunehmender Temperatur oxidiert das Hüllrohr, wobei Wasserstoffgas freigesetzt wird. Im Primärcontainment steht eine sicherheitsklassierte Instrumentierung zur Messung der H₂-Konzentration zur Verfügung (Proben im Drywell und im inneren Torus): die Messwerte werden im Hauptkommandoraum angezeigt. Eine Wasserstoffkonzentration im Torus ist ein Indiz für Brennstoffschäden: der im RDB freigesetzte Wasserstoff gelangt via SRVs/PRVs in den Torus.
- SRV- oder PRV-Temperaturen (Abblaseleitung) – sicherheitsklassierte Thermolemente sind am Rohrende der SRVs und PRVs befestigt. Die Messwerte werden im Hauptkommandoraum angegeben. Für solchen Unfälle, bei welchen Dampf (oder auch Wasserstoff) durch SRVs bzw. PRVs in den Torus geleitet wird, ist eine Temperaturzunahme ein Indiz für Brennstoffschäden.

Jedes dieser Instrumente kann dazu dienen, eine Brennstoffbeschädigung innerhalb des RDB zu erkennen. Nur zwei der oben aufgeführten Instrumente (RDB-Füllstand-Messinstrumente) werden vom SUSAN-Notstandssystem mit Strom versorgt (Stränge III/IV). Falls das SUSAN die einzige vorhandene Stromquelle wäre, würde sich die Instrumentierung zum Erkennen von Brennstoffbeschädigung auf den RDB-Füllstand beschränken.

Bei einem Station-Blackout wäre es möglich, den Zeitpunkt, an dem der RDB-Füllstand unter die TAF fällt, auf der Grundlage der verstrichenen Zeit zwischen dem Ausfall aller Einspeisequellen für den RDB und dem SCRAM vorherzusagen.

9.2.6.2 Instrumentierung zur Abschätzung des Zustandes des RDB-Bodens

Bei fortschreitender Brennstoffbeschädigung ohne Wiederherstellung der Kühlmittleinspeisung in den RDB kann es sein, dass als Folge von Brennstoffversagen und -schmelzen die Integrität des RDB-Bodens gefährdet ist. Das Versagen des RDB-Bodens würde einen Pfad erzeugen, durch den die Kernschmelze zum Drywellboden gelangen könnte. Die Überwachung der Integrität des RDB-Bodens ist ein wichtiger Indikator für Operateurhandlungen im Rahmen der SAMG.

Zur Erkennung des Zustandes des RDB-Bodens sind Instrumente vorgesehen zur Messung von:

- **Oberflächentemperatur des RDB:** Eine Reihe von Thermoelementen sind auf verschiedenen Höhenknoten an der Aussenwand des RDB befestigt. Eine messbare Zunahme der Temperatur würde einem Bruch/Defekt des RDB um einige Stunden vorausgehen. Die Messwerte werden im Hauptkommandoraum angegeben. Die Thermoelemente sind nicht sicherheitsklassiert, und werden nicht vom Notstandssystem mit Strom versorgt.
- **Drywelldruck:** Vier Drucksensoren sind im Drywell vorhanden: ein Instrument mit Aufzeichnung auf einem Bandschreiber im Hauptkommandoraum kann mit Notstrom versorgt werden, die drei anderen Sensoren mit Anzeige im SUSAN-Kommandoraum werden vom Notstandssystem mit Strom versorgt. Drywelldruckspitzen sind ein Indiz für einen Defekt am unteren Kerngitter (Verlagern von beschädigtem Brennstoff in den unteren RDB-Bereich). Grössere Druckspitzen sind ein Indiz für ein RDB-Versagen.
- **Strahlung im Containment:** Sicherheitsklassierte Strahlungsmessgeräte mit Anzeige im Haupt- und im SUSAN-Kommandoraum sind in der Nähe der Drywellschleuse installiert, und werden vom Notstandssystem mit Strom versorgt. Hohe Strahlungspegel sind ein Indiz für ein RDB-Versagen bzw. für eine Verlagerung von beschädigtem Brennstoff in den unteren RDB-Bereich.

Jedes dieser Instrumente kann zur Abschätzung des Zustandes des RDB-Bodens benutzt werden. Für eine verlässliche Bewertung des Zustandes des RDB-Bodens werden die Instrumente gemeinsam betrachtet. Falls eine Stromversorgung allein vom SUSAN-Notstandssystem möglich ist, würde die Instrumentierung zur Erkennung des Zustandes des RDB-Bodens in Form von Drywelldruck- und Strahlungsmessungen noch vorhanden sein.

Bei einem Station-Blackout wäre das Versagen des RDB-Bodens noch durch die ununterbrochene Überwachung des passiven Drywelldruckinstrumentes auf eine Druckspitze bzw. eine signifikante Veränderung in der Zunahmerate des Drywelldrucks vorherzusagen.

9.2.6.3 Benutzbarkeit der notwendigen Räume

Die für das Accident Management notwendigen Räume und deren Benutzbarkeit sind im Kap. 9.1.11 beschrieben.

9.2.6.4 Wasserstoff ausserhalb des Primärcontainments

Im Normalbetrieb wird Wasserstoff durch Radiolyse im Reaktordruckbehälter produziert. Bei einer Beschädigung von Brennelementen können grössere Mengen von Wasserstoff durch die Oxidation von Brennstoffhüllrohren im Reaktordruckbehälter freigesetzt werden. Dieser Wasserstoff kann im Falle eines Kühlmittelverluststörfalls oder über offene Sicherheitsventile ins Primärcontainment gelangen. Bei schweren Kernschäden besteht ein weiterer Produktionsmechanismus für Wasserstoff in der Wechselwirkung der Kernschmelze mit den Betonstrukturen im Primärcontainment. Das Primärcontainment ist daher auf die Beherrschung von Wasserstoff ausgelegt. Zum einen ist das Primärcontainment inertiert und zum anderen kann vorhandener Wasserstoff über einen Rekombinator abgebaut werden. Dazu wird im Bedarfsfall Atmosphäre aus dem Drywell angesaugt, über den ausserhalb des Primärcontainments angeordneten Rekombinator geführt und ins Drywell zurückgeleitet.

Mögliche Mechanismen, die zur Ansammlung von Wasserstoff ausserhalb des Containments im Reaktorgebäude führen können, sind im Folgenden beschrieben:

- Leckage aus dem Primärcontainment: Gemäss Technischer Spezifikation ist eine Leckagerate aus dem Primärcontainment von 0.5 %/Tag zulässig. Für die deterministische Bewertung ist daher anzunehmen, dass eine entsprechende Menge der Atmosphäre des Primärcontainment ins Reaktorgebäude freigesetzt wird. Diese Leckagen sind nicht lokalisiert, es gibt also keinen vorhersehbaren Pfad, auf dem sich der Wasserstoff im Reaktorgebäude ausbreitet. Solange ein minimaler Luftaustausch im RG vorhanden ist, ist die resultierende Leckagemenge zu klein für nennenswerte Wasserstoffansammlungen im Reaktorgebäude.
- Freisetzung aus dem Brennelementbecken (BEB): Solange die Brennelemente mit Wasser bedeckt sind und das Wasser nicht siedet, wird praktisch kein Wasserstoff durch Radiolyse im Brennelementbecken produziert. Wenn das Wasser im BEB verdampft, wird Wasserstoff durch Radiolyse produziert. Die Wasserstoffmenge ist proportional zur Nachzerfallsleistung und damit wesentlich kleiner als im Reaktordruckbehälter im Betrieb. Voraussetzung für die Bildung einer nennenswerten Menge von Wasserstoff im Brennelementbecken ist die Freilegung der Brennelemente, so dass die Hüllrohre oxidieren können. Im Leistungsbetrieb ist die Nachzerfallsleistung der im Becken gelagerten Brennelemente gering. Während der Jahresrevision befinden sich möglicherweise mehr frisch entladene Brennelemente im BEB, aber da die Reaktorgrube und das Einbautenbecken ebenfalls mit Wasser gefüllt sind, ist die vorhandene Wassermenge wesentlich grösser. Als Resultat steht in allen Betriebszuständen eine lange Zeit zur Nachbespeisung des BEB zur Verfügung, bevor der Wasserverlust aus dem BEB so gross ist, dass mit einer wesentlichen Wasserstoffproduktion zu rechnen ist.
- Versagen der CDS-Leitung innerhalb des RG: Wasserstoff kann auch ins Reaktorgebäude gelangen, wenn die Leitung des Containmentdruckentlastungssystems (CDS) im Reaktorgebäude bricht. Das CDS ist auf die bei Störfällen zu erwartenden Belastungen ausgelegt, so dass nicht mit einem Versagen der CDS-Leitung zu rechnen ist.

Ausserhalb des Reaktorgebäudes führt die CDS-Leitung in den äusseren Torus. Über Venturiwäscher wird die beim Venting freigesetzte Atmosphäre in einen Lüftungskanal geführt und dann über den Kamin abgegeben. Das CDS wurde so ausgelegt, dass mit einer explosionsfähigen Atmosphäre in diesen Bereichen gerechnet wird. Entsprechend sind diese Bereiche explosionsgeschützt ausgeführt.

9.3 Accident Management Massnahmen zum Schutz des Primärcontainments

9.3.1 Vorkehrungen gegen Wasserstoffdeflagration bzw. -explosion

Die Hauptstrategie zur Wasserstoffbeherrschung im KKM-Primärcontainment und damit zum Schutz des Primärcontainments besteht darin, der Bildung eines explosiven Gemisches durch das Eindringen von Sauerstoff in das Containment vorzubeugen.

Das KKM und ein typischer BWR unterscheiden sich durch ein bedeutendes Auslegungsmerkmal, das die Strategie zur Wasserstoffbeherrschung betrifft: bei Mark I-Containments sind Vakuumbrechklappen zwischen dem Torus und dem Sekundärcontainment ein normales Auslegungsmerkmal; bei KKM sind diese deaktiviert. So wird die wahrscheinlichste Sauerstoffquelle innerhalb des Primärcontainments ausgeschlossen. Bei deaktivierten externen Vakuumbrechklappen und inertiertem Primärcontainment im Normalbetrieb kann während eines Störfalls Sauerstoff nur durch kleine Leckagen in geschlossenen Ventilen oder kleine Öffnungen bzw. Durchdringungen in das KKM-Containment gelangen. Es gelten zusätzliche Anweisungen (s. unten) zur Vorbeugung eines Containmentunterdrucks, was die Wahrscheinlichkeit einer Luft/Sauerstoff-Leckage nach innen reduziert. Insofern ist die Bildung eines explosiven Gemisches im KKM-Primärcontainment unwahrscheinlich.

Eine weitere Komponente der Strategie zur Wasserstoffbeherrschung im KKM besteht darin, dem Sinken des Primärcontainmentdrucks unter den atmosphärischen Druck vorzubeugen, welches eine Luft/Sauerstoff-Leckage nach innen verursachen würde. Bei Abnahme des Containmentdrucks in Richtung atmosphärischen Drucks wird Stickstoff in das Primärcontainment eingespiesen. Das Einspiesen einer kleinen Stickstoffmenge zur Erhöhung des Containmentdrucks von 0.01 bar-u auf 0.03 bar-u hat keine bedeutende Auswirkung auf wichtige Systemparameter und dient lediglich dazu, einen positiven Containmentdruck aufrechtzuerhalten und eine Luftleckage nach innen zu vermeiden. Des Weiteren wird

ausreichend Wasser in das Containment eingespiesen, um die Kernschmelze abzuschrecken und zu kühlen, falls sie den RDB durchbrechen sollte.

9.3.2 Schutz vor Containment-Überdruck

Das KKM-Primärcontainment kann entlastet werden, damit der Druck innerhalb der Auslegung aufrechterhalten wird und um das Versagen des Containments durch Überdruck zu verhindern. Das Entlasten findet entweder automatisch durch das Ansprechen einer Berstscheibe in der CDS-Entlastungsleitung oder von Hand durch ein pneumatisch betätigtes Ventil in der Entlastungsleitung parallel zur Berstscheibe statt. Die Containment-Entlastungsleitung bläst in den äusseren Torus über einen Hochleistungswäscher ab.

Die KKM SAMG zur Entlastung des Containments beruhen auf der Vermeidung eines Überdrucks im Primärcontainment durch Öffnen des CDS-Entlastungsventils, vorausgesetzt, dass die Berstscheibe noch nicht angesprochen hat. Die CDS-Entlastungsventile werden über Stickstoffflaschen versorgt und können vom SCR aus (unter der Bedingung, dass die Magnetsteuerventile, die den pneumatisch betätigten Stellantrieb steuern, mit Strom versorgt werden) oder von Hand durch Betätigen der pneumatischen Ventile geöffnet/geschlossen werden. Gemäss den Richtlinien zum Betrieb des Entlastungsventils soll das Ventil geöffnet werden, sobald der Drywelldruck 5 bar-u erreicht bzw. überschreitet, und 5 Minuten nach der Entlastung wieder geschlossen werden. Die Entlastung von Hand soll so oft wie nötig wiederholt werden, so dass der Primärcontainmentdruck unter 5 bar-u bleibt.

Ausserdem verfügt das CDS über einen Anschluss, mit dem der innere Torus durch ein alternatives (pneumatisch gesteuertes) Entlastungsventil entlastet werden kann. Bei einem schweren Störfall empfehlen die SAMG nicht das Entlasten des Torus über diese Leitung. Das Entlasten über diesen Pfad wäre keine sinnvolle Ergänzung zur Filtration von Radionukliden über den Drywell-Abgabepfad, da das Fluten des Containments mit DSFS-Wasser die Atmosphäre im Drywell und im inneren Torus unterbricht (d.h. die Vakuumbrechklappen zwischen Torus und Drywell unter der Wasseroberfläche liegen würden). Im Übrigen wird das freie Volumen im Torus aller Wahrscheinlichkeit nach eine hohe Konzentration an Edelgasen enthalten, die beim Entlasten an die Umgebung abgegeben werden würden. Solange sie im freien Volumen des Torus bleiben, ist sichergestellt, dass sie nicht zu den radioaktiven Abgaben aus der Anlage beitragen.

Um das Entstehen von Unterdruck im Primärcontainment zu vermeiden, empfehlen die SAMG die Einspeisung von Stickstoff in den Drywell, falls der Containmentdruck unter 0.01 bar-u fällt und weiter abnimmt (siehe auch Kapitel 9.3.1). Die Stickstoffeinspeisung beugt der Entwicklung von Unterdruck im Containment vor, und so wird das Eindringen von Luft durch bestehende Leckagen ausgeschlossen. Das Aufrechterhalten einer inerten Atmosphäre schliesst die Möglichkeit einer Wasserstoffdeflagration oder -explosion im Primärcontainment aus und schützt so das Containment vor Schäden durch eine Wasserstoffdeflagration.

Die KKM-Auslegung (d.h. Entlasten mit Reinigung im äusseren Torus) erlaubt das Entlasten des KKM-Drywells, mit bestmöglicher Rückhaltung radioaktiven Stoffe. Insofern ist das Entlasten aus dem Torus nicht der bevorzugte Pfad im KKM, weil so der Wäscher im äusseren Torus die Aerosole vor der Abgabe nicht entfernen kann. Die Torus-Entlastung ist in den KKM SAMG nicht empfohlen.

9.3.3 Containment sprühen

Die KKM SAMG empfehlen keine Handlungen aufgrund des Strahlungsniveaus im Drywell bzw. im Torus. Die Aktivierung des DSFS basiert auf dem Fluten des Drywells, wodurch eine potenzielle Kerndurchschmelze beherrscht werden kann. Beim KKM haben die Drywell-Sprühdüsen (die sich innerhalb der Tragestruktur für den RDB befinden) eine begrenzte Kapazität, luftgetragene radioaktive Stoffe aus der Drywellatmosphäre zu entfernen. Im KKM stellen der äussere Torus und das Sekundärcontainment eine zweite Abschirmung gegen die Freisetzung von Strahlung im Falle einer Leckage von radioaktiven Stoffen aus dem Primärcontainment sicher. Diese Merkmale sind in anderen BWR-Anlagen mit einem Mark I-Containment nicht vorhanden.

9.3.4 Rekritikalität

Die KKM-SAMG sehen Verfahren zur Betätigung des Drywell-Sprüh- und Flutsystems (DSFS) zur Kühlung der Kernschmelze ausserhalb des Reaktorkerns vor, falls Kernschmelze aus dem RDB gelangen sollte. Spezifische Anweisungen zur Füllung des Containments bis zu +2.5 m sind angegeben. Dieser Wasserstand wurde bestimmt, damit eine ausreichende Tiefe zur Kühlung der Kernschmelze ausserhalb des RDB vorhanden ist. Ausserdem funktioniert die Kühlung bei dieser Tiefe als Neutronenmoderator. Beim Betrieb des DSFS wurde die Möglichkeit einer Rekritikalität ausserhalb des RDB in Betracht gezogen. Während eines schweren Störfalls beginnt der Verlust der normalen Kernkonfiguration im RDB mit dem Schmelzen bzw. der Bewegung von B_4C , Stahl und Zircaloy (Zirkonium). Durch das Erhitzen des Coriums am RDB-Boden bleibt das Gemisch von geschmolzenen Metallen in Berührung mit den Uran- und Zirkonium-Komponenten. Beim Versagen des RDB fliesst das Gemisch von geschmolzenen Metallen und festem Oxidmaterial aus dem RDB und läuft in den Bereich der Drywell-Tragestruktur. Die Schmelze fliesst durch die Steuerstabantriebe unterhalb des Reaktors. Der innere Radius der Tragestruktur beträgt 2.44 m, verglichen mit einem effektiven Kernradius von 1.33 m (d.h. die Oberfläche ist mehr als 3-mal grösser). Das Wasser schreckt die Schmelze ab und führt zu einer verteilten Geometrie über der Tragestruktur. Angesichts der Zusammensetzung der Schmelze und der Abmessungen der Tragestruktur ist eine kritische Konfiguration ausserhalb des RDB nicht denkbar.

9.3.5 Durchschmelzen des Fundaments

Um dem Durchschmelzen des Fundaments vorzubeugen, sieht die KKM-Strategie das Fluten des Drywells vor. Das Fluten ist ein relativ einfaches Verfahren. Das Drywell-Fluten mittels des DSFS muss eingeleitet werden, sobald der RDB-Füllstand unter TAF sinkt. Nachdem es eingeleitet wurde, muss das DSFS in Betrieb bleiben, bis der Drywell-Wasserstand +2.5 m erreicht.

Die KKM-Strategie zum Fluten des Drywells unterscheidet sich grundlegend von der BWROG(-)-Strategie. Die ausdrücklichen von BWROG vorgesehenen Anweisungen zum Fluten des Drywells, die sich auf besondere Umstände beziehen, hängen von mehreren Faktoren ab, u.a. der Fähigkeit, einen ausreichenden RDB-Füllstand bzw. eine ausreichende Einspeiserate aufrechtzuerhalten, den Containmentdruck innerhalb annehmbarer Bereiche zu halten sowie zustandsabhängige Wasserstände im Drywell zu erlangen.

Die Auslegung der KKM-Anlage und einer typischen US-BWR 4-Anlagen mit Mark I-Containment unterscheidet sich in mehrerer Hinsicht, welche die Drywell-Flutstrategien beeinflussen, die in den Severe Accident Management Guidelines angewendet werden.

- Bei den US-BWR sind die Containment-Sprühsysteme keine unabhängigen Systeme wie beim KKM-DSFS. Die im US-BWR installierten Containment-Sprüheinrichtungen sind typischerweise Teil der Multifunktionssysteme, die auch zur RDB-Einspeisung benutzt werden können. Die Benutzung der Systeme im Containmentsprühmodus kann die Wassermenge, die in den RDB eingespiessen wird, reduzieren. Beim KKM ist das DSFS völlig unabhängig von anderen Anlagensystemen; seine Benutzung beeinflusst die RDB-Einspeisesysteme nicht.

Im Gegensatz zu den US-BWR DrywellSprühdüsenanordnungen befindet sich die DSFS-Sprühleitung im KKM unterhalb des RDB innerhalb des Tragestrukturbereichs. Obwohl das DSFS zur Kühlung der Atmosphäre im Primärcontainment und zur Entfernung von Spaltprodukten dienen kann, besteht seine Hauptfunktion darin, im Falle eines RDB-Durchschmelzens Wasser in den Drywell zur Kühlung von geschmolzenen Brennstoffteilen einzuspeisen. Durch den begrenzten Wirkungskreis und das kleine Volumen der Sprühsysteme kann ein rascher Druckabbau im Primärcontainment durch den DSFS-Betrieb ausgeschlossen werden. Gemäss den KKM SAMG ist die Entlastung des Containments bzw. die Einspeisung von Stickstoff in Erwägung zu ziehen, um den Druck im Primärcontainment zu beherrschen und eine inerte Atmosphäre aufrechtzuerhalten. Ausserdem wurden im KKM die Vakuumbrechklappen zwischen dem RG und dem inneren Torus deaktiviert; so können sie als möglicher Pfad für den Lufteintritt in das Primärcontainment bei Unterdruck ausgeschlossen werden. Bei der Containment-Entlastung wird Containmentatmosphäre durch Wäscher in den äusseren Torus abgeblasen. Der DSFS-Betrieb ist also weder mit dem Containmentdruck, noch mit der Möglichkeit von Wasserstoffreaktionen, noch mit der Anforderung, Spaltprodukte aus der Containmentatmosphäre zu waschen, verbunden; stattdessen besteht seine Aufgabe lediglich darin, eine Wasservorlage im Drywell aufzubauen und einen Wasserstand bei +2.5 m zu erreichen und zu halten.

9.3.6 AC/ DC-Versorgung, Druckluft

Die Isolation des Primär-Containments beruht auf dem automatischen Schliessen von Ventilen / Klappen mit pneumatischen Antrieben, ohne dass dafür Wechsel- bzw. Gleichstrom oder ein Steuermedium (Luft, Stickstoff) notwendig ist (fail-safe-Prinzip).

Die wichtigsten Komponenten sind:

- Frischdampf-Isolationsventile (MSIV) in den Frischdampfleitungen. Jedes einzelne der 8 MSIVs hat einen eigenen Druckluft- Speicherbehälter
- Innere Isolationsventile der Reaktorgebäude Lüftung
- Spül- und Druckabbauklappen des Primärcontainments
- Isolationsventile zum Drywell
- Ventile zur Apparateentwässerung des Drywells (und des Sekundärcontainments i.e. des Reaktorgebäudes)
- Ventile zur Sumpfentleerung des Drywells
- Ventile zur Reaktorwasser-Probenahme
- Steuerluft bzw. Steuerstickstoff- Versorgung des Primärcontainments.

Des Weiteren ist auch für das Drywell-Sprüh- und Flutsystem (DSFS, siehe Kap. 0), das einen Ausfall der Containment-Integrität aufgrund geschmolzener Kernmaterialien verhindert bzw. verzögert, kein Strom oder Steuerluft erforderlich. Für das Containment Druckentlastungssystem (CDS, siehe Kap. 3.3.4.7.1) dagegen ist zur Betätigung der Armaturen Stickstoff in Flaschen vorhanden. Bei Überdruck öffnen die Berstscheiben.

Die Wasserstoffrekombinatoren (ausserhalb des Primärcontainments, siehe Kap. 9.2.6.4) brauchen (mindestens in der Aufheizphase) Wechselstrom. Weil aber das Primärcontainment mit Stickstoff inertiert ist, ist ein Betrieb dieser Komponenten sehr unwahrscheinlich.

Zusammenfassend kann gesagt werden, dass Strom und Steuerluft für die Gewährleistung der Integrität des Primärcontainment nicht erforderlich sind.

9.3.7 Cliff Edge

Als Teil der Entwicklung der SAMGs und der entsprechenden. technischen Unterstützung wurden potenzielle systembedingte Versagensgrenzen bzw. Cliff-Edges identifiziert, damit eine spezifische Beherrschungsstrategie implementiert werden könnte.

Als Cliff-Edge-Effekt wurde ein Fehler im Übergang von den SYA-Flussdiagrammen zu den SAMGs identifiziert. Um solche Fehler zu vermeiden, wird der Übergang zu den SAMGs an sieben Punkten in den SYA-Flussdiagrammen festgelegt - für den sofortigen Übergang sowie für einen bedingten Eintritt bei der Feststellung bestimmter Zustände. Der systematische und strukturierte Übergang zu den SAMG wurde durch die MUSA verifiziert sowie durch Optimierungsstudien, welche auf die MELCOR-Störfallverlaufsmodellierungen für das KKM basieren. Insbesondere identifizierten die DSFS- und CDS MELCOR-Optimierungsstudien Timing-Kriterien zur Optimierung des zeitlichen Ablaufs und der Wirksamkeit der Implementierung dieser Systeme.

Ein weiterer potentieller Cliff Edge-Effekt ist der CDS- Aktivierungsfehler. Das „Defense in Depth“ Konzept des KKM berücksichtigt jedoch den passiven CDS-Betrieb, damit eine kontrollierte, gefilterte Freisetzung stattfindet falls die manuelle CDS-Aktivierung nicht erfolgt.

9.3.8 Bewertung der existierenden Massnahmen

Das KKM erachtet die KKM-SAMGs für das Accident Management im KKM als geeignet, siehe Kap. 9.2.6. Insbesondere sind das DSFS und das CDS zwei einzigartige Systeme zur Beherrschung schwerer Unfälle, wenn die Integrität des Containments durch schwere Brennstoffschäden gefährdet ist.

9.3.8.1 Beurteilung der Instrumentierung

Die Implementierung der SAMG-Strategie für DSFS und CDS ist am effektivsten, wenn zuverlässige Messungen vorliegen für:

- RDB-Füllstand
- Drywelldruck
- Wasserstand im Drywell
- CDS-Durchflussrate

Diese Parameter sind im KKM vorhanden. Mit Ausnahme des RDB-Füllstands benötigen diese Messungen keinen AC/DC-Strom, d.h. sie können unmittelbar von passiven direkten Messinstrumenten abgeleitet werden.

RDB-Füllstand

Um diese Betriebsstrategie zu implementieren, ist eine genaue Feststellung des Zeitpunkts erforderlich, zu dem der RDB-Füllstand TAF erreicht. Falls die Eigenbedarfsversorgung zur Verfügung steht, könnte dieser Zeitpunkt von jedem der RDB-Füllstand-Messinstrumenten festgestellt werden.

Bei einem Station Blackout wäre der Algorithmus zur Abschätzung der benötigten Zeit, bis der RDB-Füllstand die in den SAMG vorgesehene TAF erreicht, die einzige Möglichkeit, um den DSFS-Aktivierungszeitpunkt zu bestimmen.

Drywelldruck

Der Drywelldruck kann von einem passiven Messinstrument gemessen werden. Dieses Instrument deckt einen Messbereich von 0-5 bar-u ab. Diese Messung ist unabhängig vom Status der Eigenbedarfsversorgung verfügbar. Alternative Geräte zum Messen des Drywelldrucks stehen abhängig von der Eigenbedarfsversorgung zur Verfügung. Die Drywelldruckabnahme nach der manuellen Betätigung des CDS deutet auf ein erfolgreiches Öffnen der CDS-Entlastungsleitung.

Wasserstand im Drywell/im inneren Torus

Der Wasserstand im Drywell wird von einem passiven Messinstrument angezeigt. Der Verlauf der DSFS-Füllung in dem Zeitraum, in dem der innere Torus mit Wasser gefüllt wird, kann von einem weiteren passiven Messinstrument überwacht werden. Diese Messungen sind unabhängig vom Status der Eigenbedarfsversorgung verfügbar.

Durchfluss durch die CDS-Entlüftungsleitung

Die Betätigung der CDS-Berstscheibe wird durch das passive CDS-Durchfluss-Messinstrument und durch den sinkenden Drywelldruck angezeigt. Diese Messungen sind unabhängig vom Status der Eigenbedarfsversorgung verfügbar.

9.3.8.2 Benutzbarkeit der notwendigen Räume

Die für das Accident Management notwendigen Räume und deren Benutzbarkeit sind im Kap. 9.1.11 beschrieben.

9.3.8.3 Wasserstoff ausserhalb des Primärcontainments

Die Aussagen aus Kapitel 9.2.6.4 treffen auch hier zu.

9.4 Accident Management zur Linderung der Konsequenzen beim Versagen des Primärcontainments

9.4.1 Accident Management

Die symptomorientierten Anweisungen für das Primär-Containment, SYA-B-002, und für das Sekundär-Containment, SYA-B-003, definieren die Parameter-Grenzwerte und die erforderlichen Massnahmen, wenn Grenzwerte überschritten werden. Sie dienen auch für die Lageerfassung und die Beurteilung des Zustandes vom Primär- und Sekundärcontainment.

In den genannten SYA-Anweisungen werden die Übergänge auf die SAMG und Accident Management Massnahmen (AMM) angegeben, sowie auf folgenden anderen Anweisungen:

- SYA-B-001, Reaktorüberwachung, Kontrolle von Reaktor -Wasserniveau, -Druck, -Leistung
- SYA-B-004, Aktivitätsüberwachung, Übersicht über Aktivitätsfreisetzung und Abgabe
- BSA-B-018, Erhöhte Aktivitätsabgabe an die Umgebung, flüssig und/oder gasförmig
- ANA-B-003, Bestimmung von Aktivitätsfreisetzung und Abgabe an die Umgebung.

Der Übergang zu den SAMG wird an sieben Punkten in den SYA-Flussdiagrammen verlangt. Der Übergang basiert auf Kriterien für den sofortigen Übergang sowie auf einen bedingten Eintritt bei der Feststellung bestimmter Zustände. Der systematische und strukturierte Übergang zu den SAMG wurde in den probabilistischen Sicherheitsanalysen (MUSA) verifiziert sowie in Optimierungsstudien, welche auf den MELCOR-Störfallverlaufsmodellierungen für das KKM basieren.

Als Teil der Entwicklung der SAMG und der technischen Unterstützung wurden potenzielle Versagensgrenzen identifiziert, damit eine spezifische Beherrschungsstrategie implementiert werden konnte. Vor dem Verlust der Primärcontainment-Integrität wurde der DSFS- und CDS-Betrieb optimiert, um ein bestmögliches Timing und optimale Wirksamkeit zur Aktivierung dieser Systeme sicherzustellen. Das DSFS stellt die Kühlung und Reinigung von Corium ausserhalb des RDB sicher und minimiert dadurch seine nachträgliche Freisetzung. Ebenso stellt der manuelle bzw. passive Betrieb des CDS eine gereinigte und kontrollierte Abgabe von Spaltprodukten in den äusseren Torus sicher. Beide Mechanismen sind darauf ausgelegt, Abgaben aus dem Containment zu minimieren.

9.4.2 Cliff Edge

Beim Versagen des Primärcontainments ist, im Sinne des "Defense-in-Depth", eine kontrollierte und gereinigte Radioaktivitätsabgabe durch die Entlüftungsöffnungen im Sekundärcontainment an den äusseren Torus gewährleistet. Dies erlaubt das Absetzen von Spaltprodukten bei niedrigem Druck im Sekundärcontainment. Bei Druckanstieg im Sekundärcontainment erfolgt eine passive Druckentlastung in den äusseren Torus, damit ist der Schutz gegen Überdruck gewährleistet (Vakuumbrechkappen zwischen dem äusseren Torus und dem Sekundärcontainment schützen ebenfalls gegen Unterdruck).

Falls es zu einem Verlust der Primärcontainment-Integrität kommen sollte, wird die Limitierung der Aktivitätsabgabe ins Sekundärcontainment sowie die Radioaktivitätsabgabe aus dem Sekundärcontainment durch die symptomorientierte Anweisung SYA-003 gesteuert. Diese liefert auch Anweisungen zur Aufrechterhaltung der Integrität des Sekundärcontainments, es erfolgt kein Übergang zu den SAMGs.

Somit sind Cliff-Edge-Effekte an dieser Stelle nicht erkennbar.

9.4.3 Bewertung der Angemessenheit der Management Massnahmen

Die oben erwähnte Optimierung der Strategie und der Systeme (DSFS, CDS) zur Linderung eines Versagens des Primärcontainment sowie die symptomorientierten Vorschriften zur Limitierung der Aktivitätsabgaben stellen angemessene und gut umsetzbare Accident Management Massnahmen sicher.

9.4.3.1 Beurteilung der Instrumentierung

Die relevante kritische Instrumentierung wird in den SAMGs zusammengefasst; diese Zusammenfassung enthält zusätzliche Informationen dazu, wie schwere Kernbeschädigung diagnostiziert werden können. Die Zuverlässigkeit der Instrumentierung, die für die Umsetzung der SAMGs nötig ist, wurde eingeschätzt. Um qualitative Schlüsse über die Zuverlässigkeit dieser Instrumente zu ziehen, wurden Standort und Höhenlage jeder Instrumentierungskomponente mit den während der Lebensdauer der Anlage zu erwartenden Umgebungsbedingungen verglichen.

Passive, nicht angetriebene Messinstrumente im Containment – DSFS-Drywell-Wasserstand, Wasserstand im inneren Torus, Drywelldruck, CDS-Durchfluss: Keines dieser Instrumente verfügt über elektronische Komponenten innerhalb des RDB, des Primärcontainments oder des RG. Kapillarleitungen, die dem Messen dienen, führen vom RG bis zum SUSAN-Interface, wo die Messungen angezeigt werden. Die Umgebungsbedingungen innerhalb des Primärcontainments und des RG dürften die Zuverlässigkeit dieser Instrumente nicht beeinflussen. Zum Betrieb dieser Instrumente ist keine Eigenbedarfsversorgung erforderlich.

Angetriebene Messinstrumente/Ausrüstung - RDB-Füllstand, RDB-Druck, Drywelldruck, Temperatur im inneren Torus, Wasserstand im inneren Torus, RG-Strahlung, RG-Druck, RG-Sumpfniveau und RG-Temperatur: Keines dieser Instrumente verfügt über elektronische Komponenten innerhalb des RDB oder des Primärcontainments. Die Atmosphäre im Primärcontainment dürfte wenig oder nur geringen Einfluss auf die Zuverlässigkeit dieser Instrumente haben. Jedes dieser Instrumente verfügt über elektrische Komponenten, einschliesslich Transmitter, Klemmleisten, Signalkabel, Gammastrahlungs-Detektoren und Sensoren, die im RG angesiedelt sind. Die Temperatur und der Druck im RG bleiben während des gesamten Störfallverlaufs unterhalb der Ausrüstungs-Qualifikationsgrenzwerte. Wenn sie mit Strom versorgt sind, sollten diese Instrumente während eines schweren Störfallverlaufs ihre Zuverlässigkeit behalten.

Angetriebene Messinstrumente/Ausrüstung - Neutronenflussmessung, MSIV-Stellungsanzeige, MSIV-Vorsteuerventile, Frischdampfentwässerungen, SCRAM-Komponenten, PRV, Temperatur der SRV- und PRV-Abblaseleitung, Drywelltemperatur, Wasserstoffkonzentration im Drywell und Strahlung im Containment in der Nähe von der Drywell-Durchlassöffnung: Jedes dieser Messinstrumente/Ausrüstung verfügt über elektrische Komponenten oder Hydraulikleitungen, die innerhalb des Primärcontainments angesiedelt sind. Zu den Komponenten innerhalb des Primärcontainments gehören: eine elektrische Durchführung bei +5 m, Signalkabel, Endschalter, Ventilantriebe, Hydraulikleitungen, Vorsteuerventile, Temperatursensoren, Vorsteuerventile und Gammastrahlungs-Detektoren. Vor dem RDB-Versagen gelten diese Messinstrumente/Ausrüstung als extrem zuverlässig. Nach dem Versagen des RDB-Bodens sind sie aufgrund des veränderten Drywelldrucks und der Strahlungszustände nicht mehr 100 % zuverlässig.

Klassierte Instrumentierung, die sich innerhalb des Primärcontainments im RG befindet, gilt im KKM vor dem RDB-Versagen bei Station-Blackout im schweren Störfallverlauf als höchst zuverlässig. Dies ist grösstenteils der Befolgung der Strategie des DSFS-Betriebs zuzuschreiben, die in den SAMGs empfohlen und für KKM einzigartig ist. Bei den meisten veröffentlichten Analysen von schweren Störfällen in BWR-Anlagen werden Drywellumgebungen angenommen, die mangels DSFS heiss und trocken sind. Beim KKM führt die Betätigung des DSFS vor dem Kernschaden zu zunehmendem Wasserinventar im Torus und bedeutend tieferen Drywell-Temperaturen bei schweren Störfallszenarien, wodurch die Wahrscheinlichkeit der zuverlässigen Funktionalität der Instrumentierung wesentlich grösser ist.

Bei vorhandener Stromversorgung bieten die klassierten Instrumente dem Anlagenpersonal während der Zeit vor dem RDB-Versagen eine umfangreiche Informationsquelle für den Verlauf des Störfalls. Im KKM wird erwartet, dass passive, nicht angetriebene Instrumentierung (DSFS-Drywellniveau, Wasserstand im inneren Torus, Drywelldruck, CDS-Durchfluss) dem Anlagenpersonal in jeder Phase eines schweren Störfallverlaufs höchst zuverlässig Informationen liefert, die zur Umsetzung der von den SAMGs empfohlenen DSFS- und CDS-Betätigungsstrategien erforderlich sind.

Bei abgeschaltetem Reaktor könnte die RDB-Füllstand-Instrumentierung eine zusätzliche Bestätigung des BE-Beckenniveaus liefern. Die SSAMGs liefern Boil-Off-Schätzungen auf der Basis der Verbindung der verschiedenen Becken (das BE-Becken, die Reaktorgrube und das Einbautenbecken).

Die SAMGs enthalten im Übrigen auch Anweisungen, die anzuwenden sind, falls die kritische Instrumentierung nicht zur Verfügung steht oder als unzuverlässig gilt.

9.4.3.2 Benutzbarkeit der notwendigen Räume

Die für das Accident Management notwendigen Räume und deren Benutzbarkeit sind im Kap. 9.1.11 beschrieben.

9.4.3.3 Wasserstoff ausserhalb des Primärcontainments

Die Aussagen aus Kapitel 9.2.6.4 treffen auch hier zu.

9.5 Verlust der Brennelementbecken-Kühlung

9.5.1 Accident Management

Die Accident Management-Dokument AMM-B-001 enthält Massnahmen und Anweisungen zur Bespeisung des BEB für den Fall, dass das Wasserniveau absinkt, weil die BEB-Kühlung ausgefallen/unterbrochen ist und durch die steigende Temperatur Verdampfung auftritt bzw. weil eine Leckage im BEB aufgetreten ist.

Die Massnahmen konzentrieren sich im Wesentlichen auf drei Bereiche:

- Ungenügende oder ausgefallene Brennstoffkühlung wieder herstellen
- Primärwasserverlust durch Leckage unterbinden
- Überflutung durch Leckagewasser im Reaktorgebäude (Kote -11 m) vermeiden oder in Grenzen halten.

9.5.2 Leckage im BEB-Kreislauf

9.5.2.1 Bruch einer Druckleitung und Entleerung rückwärts infolge Saugheberwirkung

Die Rückführung des gereinigten und gekühlten BEB-Wassers erfolgt normalerweise ins Brennelementlagerbecken. Um ein Entleeren des BEB beim Bruch einer Druckleitung durch Saugheberwirkung zu verhindern, sind zwei Rückschlagklappen vorhanden. Nebst dem Bruch einer Druckleitung müsste gleichzeitig die entsprechende Rückschlagklappe offen bleiben, damit eine Entleerung möglich wäre.

Die erforderliche Massnahme für diesen Fall ist das Schliessen der Handarmaturen im RG auf der Kote +29 m oder +16 m.

9.5.2.2 Systemleckage bei der Rückführung des BEB Wassers in die Reaktorgrube

In der Betriebsart 5, wenn der Dammbalken entfernt ist und Brennelementbewegungen gemacht werden, besteht eine Möglichkeit über ein Ventil das BEB-Wasser auf +26 m über zwei Leitungen in die Reaktorgrube zu führen. Da in diesen Leitungen keine Rückschlagklappen sind, kann bei einer solchen Betriebsart eine Leckage im BEB-System eine Niveauabsenkung der drei auf RG +29 m miteinander verbundenen Becken bewirken. Mit einer Niveauabsenkung um 3 m auf +26 m würden ca. 540 m³ Wasser ausfliessen. Dieses Wasser kann sich je nach Leckageort im RG -11 m oder im AG sammeln. Im RG -11 m würde bei 540 m³ Leckagemenge das Niveau ca. 48 cm betragen. Es kann davon ausgegangen werden, dass die ECCS dabei funktionstüchtig bleiben. Diese Betriebsart ist ab der Jahresrevision 2007 nicht mehr vorgesehen und aus der GAFV gestrichen worden.

9.5.2.3 Auswirkungen durch Fehlschaltungen

Während der Anlagenrevision sind Fehlschaltungen im Abfahrssystem oder Reinigungskreislauf denkbar, welche Niveauabsenkungen bewirken können. Offene Entlüftungen oder Entleerungen zeigen sich wie Leckagen und sind an den Sümpfen erkennbar. Durch Fehlschaltungen kann auch Wasser in den Torus, in ein Hotwell, ins Radwaste oder in den KAKO geleitet werden.

Das Vorgehen bei der Suche nach einem ungewollten Abflussweg ist festgelegt in den symptomorientierten Anweisungen SYA-B-001, 002 und 003. Diese Anweisungen umfassen u.a. eine Kontrolle nach un-

gewöhnlichem Wasseranfall an mehreren Orten bzw. Behältern wie z. B. KAKO, Torus, Hotwell, RG Sumpf, AG Sumpf, MH Sumpf, und Radwaste-Behälter.

An Hand der Systemschemata sind die Verbindungen vom BEB bzw. Reaktor zum entsprechenden Behälter zu markieren und als erstes die Ventile mit Motorantrieb aus dem MCR zu schliessen.

Als generelle Massnahme können auch alle Schalthandlungen rückgängig gemacht werden, welche unmittelbar vor dem Primärwasserverlust gemacht wurden.

In der Betriebsart 5, wenn der Dammbalken entfernt ist, sind bei einer raschen Reaktor- und BEB- Niveauabsenkung die STCS-Isolationsventile zu schliessen.

Weitere Massnahmen sind auch nach der Betriebsstörfallanweisung BSA-B-020 "Störung Abfahrkühlsystem" auszuführen.

9.5.3 Leckage des Brennelementbeckens

Signalisiert werden bereits minimale BEB-Leckagen. Bei gefluteter Reaktorgrube und entferntem Dammbalken können auch grössere Leckagen durch Einspeisungen in den Reaktor gedeckt werden. Solche Leckagen können, wenn sie die Kapazität der Reaktorgebäude-Sumpfpumpen übersteigen (2 Mal ca. 20 m³/h) oder wenn die Leitung vom Sumpf zum Radwaste durch eine Isolationsanregung geschlossen wird, die Sumpfe im Reaktorgebäude zum Überlaufen bringen. Mit den CRS Pumpen (2 Mal 50 t/h) ist in einem solchen Fall das Leckagewasser in den Torus und wenn möglich mit dem STCS zurück ins BEB zu fördern.

9.5.3.1 Nachspeisemöglichkeiten für das BEB

Die normale Nachspeisung erfolgt mit Wasser aus dem Nebenkondensat. Die Einspeisung mit Zusatzwasser wäre auch möglich, diese Leitung ist aber nach Checkliste geschlossen und verriegelt und müsste somit vor Ort geöffnet werden.

Bei grösseren Leckagen mit sinkendem Niveau im BEB erfolgt die Nachspeisung:

- Mit dem Abfahrkühlsystem aus dem Torus
- Mit Schlauchverbindungen vom Nebenkondensatsystem oder Trinkwassernetz nach AMM.

9.5.3.2 Prioritäten, die bei Wasserverlust zu beachten sind

Bei allen Fällen von Wasserverlust im BEB mit Ausfall des BEB-Kühlkreislaufes ist in erster Priorität der Wasserverlust zu unterbinden und in zweiter Priorität dafür zu sorgen, dass in den Überlaufbecken das Niveau gehalten werden kann, so dass der BEB-Kühlkreislauf und wenn erforderlich auch das Abfahrssystem zur Unterstützung der Kühlung wieder in Betrieb genommen werden kann.

Kann durch einen Wasserverlust eine Überflutung von RG -11 m nicht verhindert werden, dann konzentrieren sich die Massnahmen auf drei Bereiche:

1. Bemühungen zur Unterbindung der Leckage weiterführen.
2. Die Brennelemente im BEB und im Kern unter Wasser halten. Alternative Einspeisemöglichkeiten für den RDB und das BEB sind auch in der Weisung AMM-B-001 beschrieben. Wenn immer möglich, ist das Leckagewasser von RG -11 m zu verwenden, das heisst, es ist ein Kreislauf mit dem Leckagewasser zu erstellen.
3. Das Wasser von RG -11 m abpumpen. Es muss auch versucht werden, mit allen verfügbaren mobilen Sumpfpumpen eine Flutung der Kernnotkühlsysteme zu verhindern. Für die Förderwege und die Zwischenlagerung von abgepumptem Leckagewasser müssen die Prioritäten und die Möglichkeiten festgelegt werden.

9.5.4 Ausfall des BEB-Kühlkreislaufes

Der BEB-Kühlkreislauf kann aus folgenden Gründen ausfallen:

- Ausfall der Pumpen (elektrische / mechanische Störungen, Leckage)
- Ausfall des Zwischenkühlwasserkreislaufes im Reaktorgebäude
- Ausfall des Hilfskühlwassersystems

Ein Ausfall des BEB Kühlkreislaufes hat, solange keine Wasserleckage am System auftritt, kurzfristig keinen Einfluss: das Abfahrssystem STCS kann die Kühlung des BEB alleine übernehmen. Diese und weitere Massnahmen sind in der Betriebsstörfallanweisung BSA-B-021 enthalten. In dieser Störfallanweisung sind die Kriterien für den Übergang in die SAMG-Prozeduren enthalten:

- Betriebliche Massnahmen reichen nicht aus um das Absinken des BEB-Wasserniveaus zu stoppen.
- Die Wassertemperatur im BEB ist $> 80\text{ °C}$.

9.5.5 SAMG

An die SAMG für den Leistungsbetrieb wurden SAMG für den Fall einer Abschaltung (SSAMG) angefügt. Daraus entstand ein einziger SAMG-Katalog. Die SSAMG befassen sich mit der Kontrolle des RDB-Füllstands sowie des Wasserstands im BE-Becken. Abhängig von der Abschaltphase kann das BE-Becken mit der Reaktorgrube verbunden werden. Abhängig vom Wasserstand im RDB oder BEB sind spezifische SAMG-Handlungen aufgeführt. Die SSAMG befassen sich mit der Wasserstoffbeherrschung, Gebäudelüftung, Nachzerfallswärmeleistung zwischen dem BE-Becken und dem Reaktor, sowie dem Mindestniveau für Dampfkühlung. Das Sekundärcontainment des KKM sieht den passiven Schutz durch den äusseren Torus vor, welcher Abgaben von radioaktiven Stoffen reinigt und die übrigen Abgase über den Hochkamin abführt.

9.5.6 Notfallübungen

Notfälle mit postuliertem Kühlmittelverlust im Brennelementbecken wurden bislang im KKM nicht geübt (.

9.5.7 Cliff Edge

Bei einem Totalverlust der BEB-Kühlung müssen die Anlagenoperatoren, wie oben erläutert, mit Feuerwehrschläuchen Kühlwasser in das Becken einspeisen. Wenn aber das Wasserniveau im BEB zu dem Zeitpunkt bereits weit abgesunken ist, könnte der Strahlungspegel bereits so hoch sein, dass der Eintritt der Operatoren in das Reaktorgebäude auf +29 m nicht mehr möglich wäre. In dieser Cliff-Edge-Situation würde das Wasser weiter absinken und damit die Notfallsituation verschlimmern. Die Wahrscheinlichkeit eines solchen Szenarios ist jedoch gering. Ohne BEB-Kühlung würden mehrere Tage vergehen bis zu einem für die Interventionsmannschaft unakzeptablen Strahlungsniveau.

Ein Grobkonzept zur besseren Gewährleistung der BEB-Kühlung (Nachrüstung mit einem neuen Einhängesystem) wurde Ende August 2011 dem ENSI eingereicht, siehe auch Kap. 5.2.1.3, womit ein Totalverlust der BEB-Kühlung extrem unwahrscheinlich wird.

9.5.8 Benutzbarkeit der notwendigen Räume

Die für das Accident Management notwendigen Räume und deren Benutzbarkeit sind im Kap. 9.1.11 beschrieben.

9.5.9 Wasserstoff ausserhalb des Primärcontainments

Die Aussagen aus Kapitel 9.2.6.4 treffen auch hier zu.

Referenzen zu Kapitel 9

- [1] D1 KKM Kraftwerksreglement, KWR-KL-001
- [2] D2 KKM Notfallordnung, GNO-B-001 bis 006
- [3] D2 KKM Organisation und Pflichten Notfallstab, GNO-B-001.2
- [4] D2 SAMG Technical Basis Document, dycoda/KKM-03-02, Rev. 1
- [5] Richtlinie ENSI B-11 Notfallübungen
- [6] Notfallschutzverordnung SR 732.33
- [7] Strahlenschutzverordnung (StSV) SR 814.501
- [8] Eidgen. Kommission für ABC-Schutz „Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen“, KomABC 2006-03-D
- [9] IAEA Safety Standard GS-G-2.1 Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency
- [10] IAEA Safety Standard GS-R-2 Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency
- [11] D2 BWK Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, AN-SU-2011/045 „Folgedosis in der Umgebung des KKM bei Freisetzung von 1 Mg Frischdampf unter Störfallbedingungen“
- [12] D1 Bernische Kraftwerke AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Sicherheitsbericht 2010
- [13] D2 BWK Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, AN-SU-2011/053 „Berechnungen von Folgedosen aus externen Überflutungsszenarien“
- [14] D1 KKM-Strahlenschutzordnung KWR-KL-030

10. Tabellenverzeichnis

Tabelle 1: Übersicht Hauptmerkmale des KKM	9
Tabelle 2: Zuordnung der Messwerterfassung in Sicherheits- und Erdbebenklassen.....	11
Tabelle 3: Stromversorgung des Reaktorschutzsystem.....	11
Tabelle 4: Klassierung der Systeme.....	13
Tabelle 5: Stromversorgung des ARSI.....	13
Tabelle 6: Übersicht der Kernkühlsysteme.....	18
Tabelle 7: Zusätzliche Kernkühlsysteme (nicht klassierte Systeme)	18
Tabelle 8: Haupt- und Hilfsenergien des Hilfskühlwassersystems (ACWS)	27
Tabelle 9: Elektrische Systeme im KKM	34
Tabelle 10: Resultate der KKM Stufe 1-PSA für die Betriebsart „Volllast“	48
Tabelle 11: Resultate der KKM Stufe 1-PSA für die Betriebszustände Schwachlast und Stillstand	49
Tabelle 12: Sensitivität der Erdbeben-CDF und -PDF bezüglich der Gefährdung.....	49
Tabelle 13: Notwendige Systeme zum sicheren Abfahren des KKM bei DBE.....	58
Tabelle 14: Sicherheitsmarge bei DBE für den Reaktor (Abfahrpfad 1)	60
Tabelle 15: Sicherheitsmarge bei DBE für den Reaktor (Abfahrpfad 2)	61
Tabelle 16: Sicherheitsmarge bei DBE für das Brennelementbecken – Verdunstung (Pfad 1).....	62
Tabelle 17: Sicherheitsmarge bei DBE für das Brennelementbecken (Pfad 2)	63
Tabelle 18: Sicherheitsmarge bei DBE für die Containmentintegrität	64
Tabelle 19: Auslegungsmerkmale sicherheitsrelevanter Gebäude im KKM	80
Tabelle 20: Auslegungs-Windgeschwindigkeiten für relevante Gebäude des KKM	80
Tabelle 21: Geschwindigkeiten von 3-Sekunden-Windböen am Standort des KKM	80
Tabelle 22: Häufigkeit, dass ein Tornado gegebener Intensität das KKM trifft.....	81
Tabelle 23: Häufigkeiten der Temperaturmaxima und -minima am Standort des KKM (10 m über Boden) inkl. 95%-Konfidenzintervall in Grad Celsius	82
Tabelle 24: Sicherheitsfaktoren sicherheitsrelevanter Gebäude des KKM	84
Tabelle 25: Typische Werte für die Nachzerfallswärme aus dem Brennelementbecken.....	98

11. Abbildungsverzeichnis

Abbildung 1: Schematische Darstellung der ECCS- und SUSAN-Systeme	17
Abbildung 2: Anbindung des KKM an das Hochspannungsnetz	35
Abbildung 3: Die Netztopologie 2008 mit den 220 kV (grün) Leitungen ab Mühleberg	36
Abbildung 4: Aufbau der Eigenbedarfsversorgung	37
Abbildung 5: Schematische Darstellung der Dieselversorgung	41
Abbildung 6: Überblick der Prozessgruppen des KKM-Qualitätsmanagementsystems	50
Abbildung 7: Erdbebenbemessungsspektren auf Reaktorgebäudefundamentebene.	54
Abbildung 8 Schutzsequenz exemplarisch dargestellt für Abfahrfad 1	57
Abbildung 9: Überblick SUSAN-Notstandskühlsystem	68
Abbildung 10: Höhenschema des SUSAN-Kühlwassersystems.....	86
Abbildung 11: Anlagenübersicht mit Wasserfluss im Normalbetrieb	101
Abbildung 12: Anlagenübersicht mit Wasserfluss im SUSAN-Notstandsfall.....	102

12. Abkürzungsverzeichnis

ACWS	Auxiliary Cooling Water System (= Hilfskühlwassersystem HiKW)
AC/DC	Wechselstrom (Alternating Current) / Gleichstrom (Direct Current)
ADS	Automatisches Druckentlastungssystem (Automatic Despressuration System)
ALPS	Alternatives Niederdruckspeisesystem
AMM	Accident Management
ANA	Allgemeine Notfallanweisungen
ANETZ	Automatisches meteorologisches Beobachtungsnetz der MeteoSchweiz
ANPA	Anlageparameter (werden via eigenes Netzwerk der Behörde übermittelt)
AOO	Anticipated Operational Occurrences
ARSI	Alternatives Reaktorabschalt- und Isolationssystem
ASME	American Society of Mechanical Engineers
ATA	Alphatoxische Abfälle
ATWS	Anticipated Transient Without SCRAM
BAFU	Bundesamt für Umwelt
BAZL	Bundesamt für Zivilluftfahrt
BABS	Bundesamt für Bevölkerungsschutz
BAFU	Bundesamt für Umwelt
BBC	Brown Boveri Company, heute Asea Brown Boveri ABB
BE	Brennelemente
BEB	Brennelementbecken
BFE	Bundesamt für Energie
BG	Betriebsgebäude
BWROG	Boiling Water Reactor Owners Group
BKW	Bernische Kraftwerke BKW FMB Energie AG
BNA	Betriebsnotfallanweisungen
BSA	Betriebsstörfallanweisung
BWR	Boiling Water Reactor
CDF	Core Damage Frequency – Kernschadenshäufigkeit
CDS	Containment Druckenlastungssystem
CRD	Control Rod Drive
CRS	Containment Rückpump System
CS	Core Spray
CWS	Kühlwassersystem
DAKS	Digitaler Alarmierungs- und Kommunikationssserver
DBE	Design Basis Earthquake (Auslegungserdbeben)
DBF	Design Basis Flooding (Auslegungsüberflutung)
DSFS	Drywell Sprüh- und Flutsystem
DSSA	Deterministische Sicherheitsstatusanalyse
ECC(S)	Emergency Core Cooling (System)
EDM	Erweitertes Dynamisches Magnetkernsystem
EKKM	Ersatzkernkraftwerk Mühleberg
EHW	Extremhochwasser-Studie des Kantons Bern
ELD	Elektronische Lagedarstellung
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat
ENSREG	European Nuclear Safety Regulatory Group
EOR	Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität
ESUG	Elektronisches Schnellumschaltgerät

ESS	Extended Source Simulations
ETH-Z	Eidgenössische Technische Hochschule Zürich
EU	Europäische Union
FD	Frischdampf
FDF	Fuel Damage Frequency
FWCI	Speisewassereinspeisesystem (FeedWater Cooland Injection)
GAFV	Gesamtanlagenfahrvorschrift
GE	General Electric Co.
GNO	Grundlagen Notfallorder
GSM	Global System for Mobile Communications (digitales Mobiltelefoniesystem)
HAA	Hochaktive Abfälle (verglasst)
HCLPF	High Confidence of Low Probability of Failure
HiKW	Hilfskühlwassersystem
HOF	Human and Organisational Factors (Menschliche und Organisatorische Faktoren)
HRA	Human Reliability Analysis
HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (heute ENSI)
HQ _{1'000}	Hochwasser mit Wiederkehrperiode von 1'000 Jahren
HQ _{10'000}	Hochwasser mit Wiederkehrperiode von 10'000 Jahren
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICRP	International Commission on Radiological Protection – Internationale Strahlenschutzkommission
ICWS	Zwischenkühlwassersystem
IEC	International Electrotechnical Commission
IH	Instandhaltung
INES	International Nuclear Event Scale
INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group
IPCC	Intergovernmental Panel on Climate Change
IPEEE	Individual Plant Examination of External Events
ISO	International Organization for Standardization
KAKO	Kaltkondensatbehälter
KAPO	Kantonspolizei
KEG	Kernenergiegesetz
KEV	Kernenergieverordnung
KKM	Kernkraftwerk Mühleberg
KKW	Kernkraftwerk
KMK	BKW-Konzernkommunikation
KWO	Kraftwerke Oberhasli
KT	Kühlturm
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
LERF	Large Early Release Frequency
LEVEL	Wasserniveau in Reaktordruckbehälter (bei einigen fest definierten LEVELs werden unterschiedliche Alarme bzw. Sicherheitsfunktionen ausgelöst)
LOCA	Loss of Coolant Accident (Kühlmittelverluststörfall)
LOOP	Loss of Offsite Power
MELCOR	Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases (Rechenprogramm für die Störfallverlaufmodellierung)
MCR	Main Control Room – Haupt-Kommandoraum
MCPR	Minimum Critical Power Ratio
MUSA	Mühleberg Safety Analysis
MEG	Most Extensive Glaciation (grösste Vergletscherung)
MH	Maschinenhaus

MMS	Mensch-Maschine-Schnittstelle
MSIV	Main Steam Isolation Valves (Frischdampfisolationsventile)
NAGRA	Nationale Genossenschaft für die Lagerung Radioaktiver Abfälle
NAZ	Nationale Alarmzentrale
NFO	Notfallorganisation
NISV	Verordnung über den Schutz vor nicht-ionisierender Strahlung
NPP	Nuclear Power Plant
OcCC	Organe consultatif sur les Changements Climatiques – Beratendes Organ für Fragen der Klimaänderung
PARCOM	Recommendation on Radioactive Discharges
PASS	Post Accident Sampling System
PEGASOS	Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz
PGA	Peak Ground Acceleration
PMF	Probable Maximum Flood
PMP	Probable Maximum Precipitation
PRNM	Power Range Neutron Monitoring (Nuklearinstrumentierung)
PRP	PEGASOS Refinement Project
PRV	Pressure Relief Valves (Druckentlastungsventile)
PSI	Paul Scherrer Institut (Forschungsinstitut, Würenlingen)
PSA	Probabilistic Safety Analysis – probabilistische Sicherheitsanalyse
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
QM	Qualitätsmanagementsystem
QS	Qualitätssicherung
REWAG	Parzelle an der Aare, flussabwärts vom KKM
RBG	Rahmenbewilligungsgesuch
RCIC	Hochdruckeinspeisesystem
RDB	Reaktordruckbehälter
RG	Reaktorgebäude
RPS	Reactor Protection System
SAFDL	Specified Acceptable Fuel Design Limit
SAM	Severe Accident Management
SAMG	Severe Accident Management Guidance
SBO	Station Black Out
SCR	SUSAN-Control Room – SUSAN-Kommandoraum
SCRAM	Reaktorschnellabschaltung
SEC	Special Emergency Condition
SED	Schweizerischer Erdbebendienst
SGTS	Notabluftsystem
SIA	Schweiz. Ingenieur und Architektenverein
SIB	Sicherheitsbericht
SIZ	Sicherungszentrale der Betriebswache
SLCS	Standby Liquid Control System - Boreinspeisesystem
SMA	schwach- und mittelaktive Abfälle
SMT	System für Mobilisierung mittels Telefon
SORV	Stuck Open Relief Valve – offen blockiertes Abblasventil
SRV	Safety Relief Valves (Sicherheits- und Abblasventil)
SSCs	Systems, Structures and Components
SSAMG	SAMG für den Stillstand
STCS	Shutdown and Torus Cooling System
StSG	Strahlenschutzgesetz
StSV	Strahlenschutzverordnung

SUSAN	Spezielle, unabhängiges System zur Abfuhr von Nachwärme
SV	Sicherheitsventil
SYA	Symptomorientierte Anweisungen
TAADBD	Transient and accident analysis design basis documentation
TAF	Top of Active Fuel (Kernoberkante)
TCS	Torus Cooling System
TLD	Thermolumineszenz Dosimeter
T-LOOP	Total Loss of Offsite Power
UEW	Unbefugte Einwirkung (von aussen)
USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission
UVEK	Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation
VBS	Departement für Verteidigung, Bevölkerungsschutz und Sport
WKW	Wasserkraftwerk
ZLS	Zentrale Netzleitstelle
ZKW	Zwischenkühlwassersystem