

**BKW**BKW FMB ENERGIE AG  
KERNKRAFTWERK  
3203 MÜHLEBERG**KKM**

1 2 0 0 0 0 3 8 6 2

Dokumentenart

**Aktennotiz**

Klassifizierung

Verfasser / Organisationseinheit

Datum

28.03.2012

Revisionsindex

Seite

1 von 35

Dokumenten-Nummer

AN-UM-2012/052

Schlagworte

Titel

**Deterministischer Nachweis der Beherrschung des 10'000-jährlichen  
Erdbebens für das KKM**

Das Urheberrecht an diesem Dokument verbleibt im Besitz der BKW FMB Energie AG. Ohne ausdrückliche Genehmigung dürfen diese Schriftstücke weder kopiert, noch vervielfältigt, noch Dritten mitgeteilt oder zugänglich gemacht werden.

Name:

Datum:

Unterschrift:

Name:

Datum:

Unterschrift:

Name:

Datum:

Unterschrift:

erstellt

geprüft

freigegeben

Beilagen

Verteiler

Extern: ENSI  
Intern: KL, AL,

**Inhalt**

1	Veranlassung.....	4
1.1	Referenzen zu Kapitel 1.....	5
2	Erdbebengefährdung.....	6
2.1	Referenzen zu Kapitel 2.....	8
3	Nachweis, dass die Anlage in einen sicheren Zustand überführt und für mindestens drei Tage stabil gehalten werden kann.....	9
3.1	Beschreibung des Ereignisses.....	9
3.2	Störfallkategorie des Ereignisses.....	9
3.3	Systemfunktionen.....	10
3.4	Schutzsequenz.....	10
3.5	Akzeptanz Kriterium für dieses Ereignis.....	13
3.6	Erforderliche Systeme, Auslösungen und überwachte Parameter für die Ereignisbeherrschung.....	13
3.7	Annahmen für die normalen Betriebssysteme.....	15
3.8	Analysenergebnisse.....	15
3.9	Radiologische Auswirkungen.....	15
3.10	Bewertung des Ereignis.....	16
3.11	Referenzen zu Kapitel 3.....	18
4	Erdbebenfestigkeiten (mit Fragilities).....	19
4.1	Nachweismethode.....	19
4.2	Erdbebennachweis für den Reaktorkern.....	20
4.2.1	Alternatives Reaktorabschalt- und -isolationssystem (ARSI).....	20
4.2.2	Steuerstabsantriebssystem (CRD) – SCRAM Funktionalität.....	21
4.2.3	Abblaseventile (SRV/SV) – im Sicherheitsmodus (passiv).....	21
4.2.4	RDB Isolationsarmaturen (MSIV, Cleanup, Anwärmlleitungen für die Frischdampfleitungen).....	21
4.2.5	Druckentlastungsventile (PRV).....	21
4.2.6	Kernisolationssystem (RCIC).....	22
4.2.7	Alternatives Niederdruckeinspeisesystem (ALPS).....	22
4.2.8	Toruskühlsystem (TCS).....	23
4.2.9	SUSAN Hilfs- und Unterstützungssysteme.....	23
4.3	Erdbebennachweis für das Brennelementbecken.....	27
4.4	Referenzen zu Kapitel 4.....	28
5	Nachweis der erforderlichen Systemverfügbarkeit über einen Zeitraum von drei Tage.....	29
5.1	Systemverfügbarkeit für RDB.....	29
5.2	Zur ausreichenden Kühlung der Brennelemente im Brennelementbecken während drei Tagen.....	31
5.3	Bewertung.....	32
5.4	Referenzen zu Kapitel 5.....	32
6	Dosisnachweise.....	32
6.1	Bisheriger Dosisnachweis aus dem Sicherheitsbericht.....	32
6.2	Ergänzende Überlegungen.....	33
6.3	Zusammenfassende Bewertung der radiologischen Nachweise.....	34
6.4	Referenzen zu Kapitel 6.....	34
7	Zusammenfassung.....	35

**Abbildungsverzeichnis**

Abbildung 1	Gefährdungsspektren auf Reaktorgebäudefundamentniveau aus dem PEGASOS Projekt und aus dem aktuellen Zwischenergebnis des PRP (links), normiert jeweils auf den Bodenbeschleunigungswert (rechts) .....	7
Abbildung 3	Diagramm der Erdbeben Schutzsequenz .....	17

**Tabellenverzeichnis**

Tabelle 1	Betriebszustände der Anlage .....	10
Tabelle 2	Erdbebennachweis KKM .....	26
Tabelle 3	Sicherheitsmarge bei DBE für das Brennelementbecken – Verdunstung (Pfad 1) .....	28

**Anhänge**

Anhang 1	Tabellenverzeichnis und Referenzen zum Anhang 1
Anhang 2	Systemschemas und Diagramme
Anhang 3	E-Mail Verkehr zwischen [REDACTED] und Kernkraftwerk Mühleberg Thema: Motorölverbrauch
Anhang 4	Abkürzungsverzeichnis

Die Referenzen aus Anhang 1 sind als CD verfügbar und beigelegt.

## 1 Veranlassung

In seiner Verfügung vom 1. April 2011 hat das ENSI gefordert, dass KKM verschiedene Nachweise zur Beherrschung von Erdbeben- und Überflutungsereignissen führt [1, 2, 3]. Die vorliegende Aktennotiz führt den Nachweis zum Punkt 3.1 der Verfügung. Im Folgenden ist der für diese Nachweisführung relevante Teil der Verfügung zitiert:

### 3. Entscheid

*Für die gestützt auf Art. 2 Abs. 1 Bst. d der Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5) vorzunehmende Überprüfung der Auslegung bezüglich Erdbeben und Überflutung und für den Nachweis zur Einhaltung der Dosisgrenzwerte gemäss Art.3 der obigen Verordnung gelten folgende Vorgaben:*

#### 3.1 Erdbeben

*Die seismischen Gefährdungsannahmen sind auf der Grundlage des neuen Erdbebenkataloges des SED und der im Rahmen des PRP erhobenen Standortdaten neu zu ermitteln. Für die Berechnung sind die aktuellen Resultate der Abminderungsmodellierung zu verwenden.*

*Bis zum 30. November 2011 sind die Erdbebenfestigkeitsnachweise (Fragilities) für die zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens relevanten Ausrüstungen und Strukturen aufgrund der neuen seismischen Gefährdungsannahmen sowie der aktuell verfügbaren Erkenntnisse aus Japan zu überprüfen und einzureichen.*

*Der deterministische Nachweis der Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens ist mit Hilfe der neu bestimmten Erdbebenfestigkeitsnachweise bis zum 31. März 2012 neu zu führen. Dafür gelten folgende Randbedingungen:*

- Für den Nachweis der Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens sind nur jene Ausrüstungen und Strukturen zu kreditieren, deren Festigkeit für die neuen seismischen Gefährdungsannahmen nachgewiesen wurde.*
- Es ist der Ausfall der externen Stromversorgung zu unterstellen.*
- Es ist nachzuweisen, dass die Anlage in einen sicheren Zustand überführt werden kann und dieser Zustand ohne Zuhilfenahme externer Notfallschutzmittel während mindestens 3 Tagen stabil gehalten werden kann.*
- Interne Notfallschutzmassnahmen können nur kreditiert werden, wenn sie vorbereitet sind, genügend grosse Zeitfenster zur Durchführung vorhanden sind und die dafür erforderlichen Hilfsmittel auch nach einem 10 000-jährlichen Erdbeben zur Verfügung stehen.*
- Die Berechnung der aus dem Störfall resultierenden Dosis erfolgt aufgrund der während des Analysezeitraums emittierten radioaktiven Stoffe und richtet sich nach Richtlinie ENSI-G14.*

*Nach Abschluss des Projekts PRP und Überprüfung der Ergebnisse durch das ENSI wird das ENSI die Erdbebengefährdungsannahmen neu festlegen. Auf dieser Grundlage sind dann die Erdbebenfestigkeitsnachweise zu aktualisieren und der deterministische Nachweis zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Erdbebens zu erbringen.*

Auf der Basis der in der Verfügung genannten Randbedingungen wird in der vorliegenden Aktennotiz die Erdbebenauslegung überprüft und der Nachweis der Einhaltung der Dosisgrenzwerte geführt. Auf die Einhaltung der genannten Vorgaben und Randbedingungen wird in der Nachweisführung jeweils explizit hingewiesen.

In Kapitel 2 wird zunächst die massgebende Erdbebengefährdung, die für den Nachweis verwendet wird, dargestellt und bewertet.

Kapitel 3 bildet den zentralen Teil der Überprüfung der Auslegung. In diesem Kapitel wird zunächst das zu beherrschende Ereignis definiert und die zu berücksichtigenden Randbedingungen beschrieben. Weiter werden in dem Kapitel die erforderlichen Systemfunktionen identifiziert. Diese erforderli-



chen Systemfunktionen entsprechen den „required actions“ in der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse (DSSA) [4]. Darauf aufbauend wird die Schutzsequenz dargestellt und gezeigt, dass die Akzeptanzkriterien eingehalten werden. Schliesslich enthält dieses Kapitel noch Zusammenstellungen der benötigten Systeme, der automatischen Auslösungen und der notwendigen Operateurhandlungen einschliesslich einer Beurteilung.

In Kapitel 3 wurden die für die Störfallbeherrschung erforderlichen Systeme an Hand der Schutzsequenz identifiziert. Im Kapitel 4 sind die Festigkeitsnachweise für die identifizierten Systeme, Komponenten und Strukturen zusammengestellt. Ausserdem enthält das Kapitel 4 eine Darstellung der Methodik zur Nachweisführung der Erdbebenfestigkeiten.

Verschiedene Punkte, die in den vorhergehenden Kapiteln in der Nachweisführung berücksichtigt wurden, aber noch einer weiteren Diskussion bedürfen sind in Kapitel 5 zusammengefasst. Hierbei handelt es sich zum einen um eine ergänzende Diskussion des Brennelementbeckens und zum anderen um eine Diskussion der Verfügbarkeit der erforderlichen Systeme für den Zeitraum des Nachweises von 72h.

Der Nachweis der Einhaltung der Dosisgrenzwerte ist Thema des Kapitels 6. In diesem Kapitel wird der aktuelle Dosisnachweis aus dem Sicherheitsbericht diskutiert. Weiterhin wird die Freisetzung von Radioaktivität aus zusätzlichen Systemen, für die keine Erdbebenfestigkeiten nachgewiesen wurden, diskutiert.

Die Aktennotiz schliesst in Kapitel 7 mit einer Zusammenfassung und abschliessenden Bewertung.

## 1.1 Referenzen zu Kapitel 1

- [1] Verfügung: Vorgehensvorgaben zur Überprüfung der Auslegung bezüglich Erdbeben und Überflutung. Verfügung des ENSI vom 1. April 2011.
- [2] Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken. SR732.114.5, 1. Mai 2008.
- [3] Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen. Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen ENSI – G14, Ausgabe Februar 2008, Revision 1 vom 21. Dezember 2009.
- [4] Deterministische Sicherheitsstatusanalyse DSSA, Bericht 8 der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM PSÜ2010. Oktober 2010.

## 2 Erdbebengefährdung

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 von 1295 (Churwalden Erdbeben in Graubünden) bis 1946 (Sierre Erdbeben in Wallis) mit makroseismischer Intensität von VII und grösser nach der Rossi-Forel Skala [2]. Das am nächsten zum KKM lokalisierte Erdbeben im Betrachtungszeitraum war 56 km entfernt. Das stärkste in der Schweiz lokalisierte Erdbeben, das Erdbeben in Basel von 1356, war 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 gewählt.

Basierend auf in-situ geophysikalischen Messungen (Kompressionwellengeschwindigkeit 1'700 m/s, Scherwellengeschwindigkeit 600 m/s, Querkontraktionszahl 0.3 und Dichte 2.4 t/qm) wurde eine horizontale Bodenbeschleunigung von 0.12 g und eine vertikale Bodenbeschleunigung von 0.08 g als Auslegungsbasis auf Reaktorgebäudefundamentniveau für sicherheitsrelevante Systeme, Strukturen und Komponenten (SSC) festgelegt. Das Sicherheitserdbeben (SSE: Safe shutdown earthquake) für KKM wurde mit diesen Parametern definiert.

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 als Funktion der Wahrscheinlichkeit angegeben werden. Für die Studie wurden sämtliche Erdbeben in der Schweiz und den angrenzenden Regionen in einem Bereich bis etwa 150 km über die Landesgrenze hinaus 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 seismo-tektonischen 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 [4] gewählt, was eine vollumfängliche Verwendung der historischen Daten ermöglichte.

Basierend auf den Erdbebenrisikokarten und Korrelationen von Intensitäten mit Bodenbeschleunigungen wurde die standortspezifische Erdbebengefährdung für das KKM ermittelt [5]. Die Bodenbeschleunigungskennwerte (horizontal 0.15 g, vertikal 0.10 g) auf Reaktorgebäudefundamentniveau für eine jährliche mittlere Eintretenshäufigkeit von  $1E-04$  wurde als Auslegungserdbeben definiert [6]. Die Erdbebenbemessung des Notstandsgebäude SUSAN in 1984 basierte hierauf. Bestehende sicherheitsrelevante Bauwerke im KKM wurden ebenfalls auf dieser Basis überprüft [7], [8], [9].

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 der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) 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 durchgeführt [11].

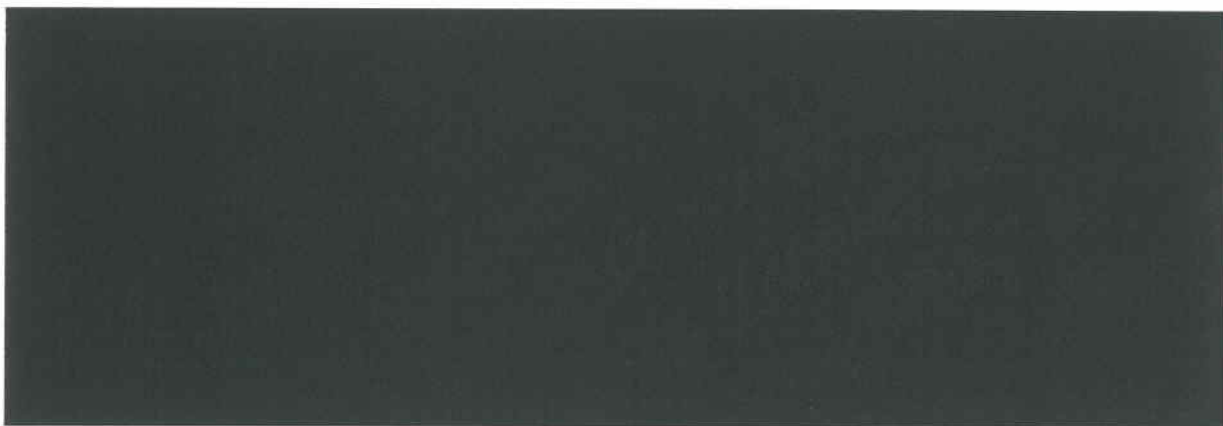
PEGASOS ist die erste in Europa durchgeführte Erdbebengefährdungsstudie in diesem Umfang und dieser Art (weltweit gibt es nur eine weitere Studie dieser Art und Tiefe für das geologische Tiefenlager Yucca Mountain in den USA). Dazu wurden renommierte Fachleute von unabhängigen erdwissenschaftlichen und weiteren 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. Die HSK hat das PEGASOS Projekt eng begleitet und sowohl die Ergebnisse als auch die Zusatzuntersuchen genau geprüft. 2007 wurden die Ergebnisse und das weitere Vorgehen von der HSK veröffentlicht [12]. Das Gefährdungsspektrum auf Reaktorgebäudefundamentniveau für eine jährliche mittlere Eintretenshäufigkeit von  $1E-04$  ist in Abbildung 1 dargestellt (Kurve „PEGASOS  $1E-04$  mean“).

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 beschlossen die Kernkraftwerksbetreiber das PEGASOS Projekt zu verfeinern. Neben der Aktualisierung und Neuauswertung des Schweizerischen Erdbebenkataloges durch den 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.

Nach den Ereignissen in Japan wurde Ende Mai 2011 eine erste Auswertung der standortspezifischen Erdbebengefährdung für die die Auslegungsbasis bildende mittlere Eintretenshäufigkeit von einmal in 10'000 Jahren erstellt [13], [14]. Das in dieser ersten Auswertung ermittelte Gefährdungsspektrum auf Reaktorgebäudefundamentniveau für eine jährliche mittlere Eintretenshäufigkeit von  $1E-04$  ist in Abbildung 1 dargestellt (Kurve „Intermediate Hazard PRP  $1E-04$  mean“).

Die Erdbebenfestigkeitsnachweise (Fragilities) für die SSC im KKM (s. Kapitel 4) wurden allesamt auf eine maximale Bodenbeschleunigung (PGA, d.h. 100Hz) auf Reaktorgebäudefundamentniveau referenziert. Die für die deterministische Nachweisführung massgebende Beschleunigung ist somit die Beschleunigung bei 100 Hz aus der Kurve „Intermediate Hazard PRP  $1E-04$  mean“. Diese Bodenbeschleunigung beträgt 0.24 g.



**Abbildung 1** Gefährdungsspektren auf Reaktorgebäudefundamentniveau aus dem PEGASOS Projekt und aus dem aktuellen Zwischenergebnis des PRP (links), normiert jeweils auf den Bodenbeschleunigungswert (rechts)



## 2.1 Referenzen zu Kapitel 2

- [1] [REDACTED] Recommended Earthquake Criteria, Muehleberg Nuclear Power Plant, prepared for [REDACTED] 1967.
- [2] [REDACTED] 1883, Programma dell'osservatorio ed archivio centrale geodinamico presso il R. Comitato Geologico d'Italia. *Bullettino del Vulcanismo Italiano*, 10, 3-128.
- [3] Abteilung für die Sicherheit der Kernanlagen, Erdbebenrisikokarten der Schweiz, [REDACTED] Schweizer Erdbebendienst, September, 1977.
- [4] [REDACTED] 1964, Neue seismische Skala Intensity scale of earthquakes, 7. Tagung der Europäischen Seismologischen Kommission vom 24.9. bis 30.9.1962. In: Jena, [REDACTED] Deutsche Akademie der Wissenschaften zu Berlin, 77, 69-76.
- [5] [REDACTED] Erdbeben-Risiko am Standort des Kernkraftwerkes Mühleberg, Aktennotiz AN 777-11 für HSK, 2. November, 1978.
- [6] Bernische Kraftwerke AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Sicherheitsbericht 1989, Ausgabe 31. August 1990.
- [7] [REDACTED] Seismic Analysis of Reactor Building, Document No. 91.07.31-1, Revision 0, [REDACTED] Switzerland, 1991.
- [8] [REDACTED] Dynamic Earthquake Analysis of Turbine Building, Report No. 174.233.8, [REDACTED] Switzerland, 1979.
- [9] [REDACTED] Dynamic Earthquake Analysis of Control Building, Floor Response Spectra Generation, [REDACTED] 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] Nagra, Probabilistic seismic hazard analysis for Swiss nuclear power plant sites, Final report, Unterausschuss Kernenergie der Überlandwerke (UAK), Juli 2004.
- [12] Hauptabteilung der Sicherheit der Kernanlagen HSK, Neubestimmung der Erdbebengefährdung an den Kernkraftwerkstandorten in der Schweiz (Projekt PEGASOS), HSK-AN-6252, Würenlingen, Juni 2007.
- [13] Swissnuclear (2011) Intermediate Seismic Hazard (May 2011) – Evaluation of an Intermediate Seismic Hazard for the Existing Swiss Nuclear Power Plants, Technical Report FGK-11-039.GS, Rev. 1.
- [14] [REDACTED] (2011) Intermediate Soil Hazard Results for Mühleberg – July 2011. Technical report IO11-TA0389, Rev. 1.



### **3 Nachweis, dass die Anlage in einen sicheren Zustand überführt und für mindestens drei Tage stabil gehalten werden kann**

#### **3.1 Beschreibung des Ereignisses**

Die Sicherheitseinrichtungen des KKM wurden für das im Kapitel 3 beschriebene Sicherheitserdbeben (SSE: Safe shutdown earthquake) ausgelegt. In der Zwischenzeit ergab eine neue Beurteilung, dass höhere Erdbebenstärken als bisher für das SSE angenommen mit einer Wahrscheinlichkeit grösser oder gleich  $10^{-4}$  pro Jahr auftreten können. Für Erdbeben mit diesen Eintrittshäufigkeiten müssen nach [1] die Auswirkungen berücksichtigt und deterministisch bewertet werden.

Das Ziel des vorliegenden Nachweises ist zu demonstrieren, dass die mindestens erforderlichen Systeme, die für die Beherrschung der Folgen eines solchen stärkeren Erdbebens notwendig sind, zur Verfügung stehen. Zu diesem Zweck wurden Erdbebenfestigkeitsnachweise (Fragility analyses) für dieses stärkere Erdbeben durchgeführt (siehe Kapitel 4) mit dem Ziel, die Verfügbarkeit der zur Kernkühlung und Abfuhr der Nachzerfallswärme erforderlichen Systeme aufzuzeigen. Zusätzlich wurde überprüft, ob ein ausreichender Wärmeübergang von den Brennstab-Hüllrohren zum Kühlmittel für die Brennelemente im Brennelementbecken (BEB) gewährleistet ist. Diese Beurteilung betrachtet die möglichen betrieblichen Konfigurationen für das Brennelementbecken vor dem Eintritt eines begrenzenden seismischen Ereignisses und berücksichtigt das potentielle Versagen von Komponenten, welche die erforderlichen Erdbebenfestigkeiten nicht erreichen.

Die Ereignisdefinition unterstellt für die Kernkühlung und die Abfuhr der Nachzerfallswärme die Nichtverfügbarkeit aller Komponenten, die entweder nicht bewertet wurden oder welche die erforderlichen Erdbebenfestigkeiten nicht erreichen. Dazu gehört auch die externe Stromversorgung (und damit einhergehend der Verlust des Speisewassers). Konservativ wird zusätzlich die Nichtverfügbarkeit einer SUSAN Division (Strang III oder IV des Notstandssystems, d.h. ein Kernisoliationskühlsystem (RCIC) und ein alternatives Niederdruckeinspeisesystem (ALPS)) angenommen, obwohl beide SUSAN Divisionen die Anforderungen an die Erdbebenfestigkeiten erfüllen. Mit dieser Annahme ist das Einzelfehlerkriterium abgedeckt. Für die Ereignisanalyse wird konservativ angenommen, dass die Reaktorabschaltung (SCRAM) und die Isolation des Primärsystems durch das Alternative Reaktorabschalt- und Isolationssystem (ARSI) ausgelöst werden und dass die Kernkühlung (einschliesslich der Toruskühlung) mit einer SUSAN Division (Strang III oder IV) unter Einbeziehung der benötigten SUSAN-eigenen Hilfssysteme, gewährleistet wird.

Weiter wird angenommen, dass das betriebliche Brennelementbecken-Kühl- und -Reinigungssystem nicht zur Verfügung steht. Für die Betriebszustände, in denen die Dammpalte, die das Brennelementbecken von der Reaktorgrube und dem Einbautenbecken abtrennt, eingesetzt ist, wird das Versagen der Dammpalte unterstellt. Solange der Wasserstand im Brennelementbecken nicht unter die Oberkante des aktiven Brennstoffes (Top of active fuel, TAF) sinkt, kann eine ausreichende Verdunstungskühlung der ausgedienten Brennelemente vorausgesetzt werden. Bei der Beurteilung der Brennelementbeckenkühlung werden Operateurhandlungen zur Aufrechterhaltung eines ausreichenden Wasserinventars im Brennelementbecken innerhalb der ersten 72 Stunden nach Ereigniseintritt kreditiert. Dabei werden nur Handlungen kreditiert, für die entsprechende Störfallanweisungen vorliegen und die unter ausschliesslicher Verwendung von auf der Anlage vorhandenen und durch das Erdbeben nicht betroffenen Ausrüstungen durchgeführt werden können. In den ersten Stunden nach dem Ereigniseintritt sind keine Operateurhandlungen notwendig (siehe [2] und Kapitel 3.6).

#### **3.2 Störfallkategorie des Ereignisses**

Erdbeben sind in der Deterministischen Sicherheitsstatusanalyse (DSSA) [3] in die Gruppe der „other events“ eingeteilt.

Erdbeben mit Magnituden, wie sie für diesen Nachweis angenommen werden, sind aufgrund der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses gemäss [1], [4], [5] der Störfallkategorie 3 zuzuordnen. Zusätzlich wird unabhängig vom Erdbeben das Versagen eines SUSAN Strangs und ein offen blockiertes SRV (SORV) angenommen. Beides ist in der Bestimmung der Eintrittshäufigkeit nicht berücksichtigt worden.

Die angenommenen Ausfälle, resp. Fehlfunktionen führen zu einer Abnahme des für die Kühlung des Reaktorkerns verfügbaren Kühlmittelinventars, einem höheren Spitzenwert für die Toruswassertemperatur und einer Abnahme des Wasserinventars im Brennelementbecken zur Kühlung der ausgedienten Brennelemente. Diese begrenzenden Fehler (sogenannte „limiting failures“) wurden in der Analyse berücksichtigt. Die Bewertung zeigt, dass die notwendigen Systemfunktionen (sogenannte „required actions“), zur Verfügung stehen und die Akzeptanzkriterien für die Beherrschung eines Ereignisses der Störfallkategorie 3 eingehalten werden. Der Zusammenhang zwischen den „required actions“ und den Sicherheitsfunktionen ist in Appendix 1 von [6] dargestellt.

### 3.3 Systemfunktionen

Für den Nachweis der Ereignisbeherrschung ist zu zeigen, dass es eine geeignete Schutzsequenz gibt, bei der alle erforderlichen Systemfunktionen zuverlässig und wirksam ausgeführt werden (Wie in [6] gezeigt wurde, besteht eine Äquivalenz zwischen den Systemfunktionen und den Sicherheitsfunktionen). Die erforderlichen Systemfunktionen für dieses Ereignis sind:

- |  |     |
|--|-----|
| 1. Reaktorabschaltung (reactor shutdown)                           | RS  |
| 2. Kontrolle des Drucks im Reaktordruckbehälter (pressure control) | PC  |
| 3. Kühlung des Reaktorkerns (core cooling)                         | CC  |
| 4. Isolation des Reaktordruckbehälters (RPV isolation)             | VI  |
| 5. Kühlung des Brennelementbeckens (fuel pool cooling)             | FPC |

Die englischen Ausdrücke entsprechen den „required actions“ in Appendix 1 von [6].

### 3.4 Schutzsequenz

Für die Anlage sind vier Betriebszustände definiert (Tabelle 1).

**Tabelle 1 Betriebszustände der Anlage**

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

<sup>1</sup> Nach (Revisions-)Stillstand, Kritikalitätstests

#### Schutzsequenz RDB – Alle Betriebszustände

Erdbeben können in allen Betriebszuständen auftreten; für die Funktionen Kühlung des Reaktorkerns und Abfuhr der Nachzerfallswärme treten aber die massgeblichen Anforderung in den Betriebszustände C und D auf. Die Abbildung 2 zeigt das Schutzsequenz-Diagramm für dieses Ereignis.

### **Betriebszustand A**

Im Betriebszustand A sind alle Becken geflutet und mit dem Reaktor verbunden. In diesem Betriebszustand ist die einzige Anforderung den Kühlmittelstand im RDB über TAF zu halten. Dies wird durch die ALPS Anregung bei tiefem RDB Füllstand (Level 2, ARSI Anregung) gewährleistet.

### **Betriebszustand B**

Im Betriebszustand B sind alle Becken geflutet und mit dem Reaktor verbunden. Der Reaktor befindet sich in einem kritischen oder nahezu kritischen Zustand, die Reaktorleistung ist sehr klein (SRM- und IRM-SCRAM sind aktiv) und die Nachzerfallswärme ist gering. Diesen Betriebszustand gibt es nur während der Physiktests zum Nachweis der Abschaltsicherheit. Die einzige Anforderung ist, einen Kühlmittelstand im RDB über TAF zu gewährleisten. Aufgrund des sehr tiefen Reaktorleistungsniveaus während dieser Tests ist eine Kernabdeckung nicht zu erwarten, auf jeden Fall würde auch in diesem Betriebszustand die ALPS Anregung bei tiefem RDB Füllstand (Level 2, ARSI Anregung) den geforderten RDB-Kühlmittelstand gewährleisten.

Eine Reaktorschnellabschaltung (SCRAM) ist aufgrund des sehr tiefen Reaktorleistungsniveaus nicht erforderlich. Der Operateur hat ausreichend Zeit die Steuerstäbe wieder einzufahren, um unterkritische Bedingungen zu erreichen. In jedem Fall wird aber durch das ARSI bei tiefem RDB Füllstand (Level 3) ein SCRAM als Backup zur Operateurhandlung ausgelöst. Das ARSI wird das schnelle Einfahren der Steuerstäbe mit der Abschaltfunktion [7] des Steuerstabantriebssystem (CRD) anregen.

### **Betriebszustände C und D**

#### Reaktorabschaltung

Im Betriebszustand C ist der Reaktor abgeschaltet, die Funktion Reaktorabschaltung ist daher nicht erforderlich. Wenn es nicht bereits zu einem früheren Zeitpunkt aufgrund der Auswirkungen des Verlustes der externen Stromversorgung oder anderer auf das Erdbeben zurückzuführender Anregungs- oder Versagensmodi zu einer Reaktorschnellabschaltung kommt, wird im Betriebszustand D eine Reaktorschnellabschaltung durch einen tiefen RDB Füllstand (Level 3) oder über eine hohe Toruswassertemperatur ausgelöst. Das ARSI wird das schnelle Einfahren der Steuerstäbe mit der Abschaltfunktion [7] des Steuerstabantriebssystem (CRD) anregen.

#### Kontrolle des Drucks im Reaktordruckbehälter

Wenn nicht von einem offen blockierten SRV ausgegangen werden kann, werden die SV/SRV's beim Erreichen des Überdruck-Sollwertes (SV/SRV's werden mit einer kalibrierten Feder in der Geschlossen-Stellung gehalten, sie funktionieren als Sicherheitsventile gegen Reaktorüberdruck) öffnen. Wenn es ein offen blockiertes SRV gibt, ist die Betätigung der SV/SRVs nicht erforderlich.

#### Isolation des Reaktordruckbehälters

Zur Isolation des Reaktordruckbehälters müssen die Isolationsventile des RDB geschlossen werden. Ein tiefer RDB Füllstand (Level 2) löst über das ARSI das Schliessen aller RDB Isolationsventile aus. Die Frischdampfisolationsventile (MSIV) schliessen aufgrund der ausfallsicheren (fail save) Auslegung auch bei Ausfall der Spannungs- oder Steuerluftversorgung oder bei Verlust der Hauptwärmesenke. Solange die Frischdampfisolationsventile nicht ausgelöst werden, kann daher davon ausgegangen werden, dass die Hilfssysteme verfügbar sind. Die begrenzende Annahme ist aber das Schliessen der Frischdampfisolationsventile als Folge eines tiefen RDB Füllstandes.



### Kühlung des Reaktorkerns

Das RCIC wird über eine ARSI Anregung aufgrund des tiefen RDB Füllstands (Level 2) gestartet. Beim Start sorgt das RCIC zunächst durch die Ergänzung des Kühlmittelinventars dafür, dass der RDB Füllstand wieder auf das normale Niveau angehoben wird. Im weiteren Verlauf hält es durch Nachspeisung des Kühlmittelinventars das Reaktorniveau aufrecht bis der Reaktordruck durch die Druckentlastung auf den minimalen Betriebsdruck des RCIC (5 bar) abgesunken ist. Mit dem Betrieb des RCIC sind somit die anfänglichen Anforderungen an die Kühlung des Reaktorkerns erfüllt.

Nach dem SCRAM werden mit einer Verzögerungszeit von 30 Minuten die Druckentlastungsventile (PRV) mit einer Auslösung über „Reaktordruck hoch“ geöffnet und damit die Druckentlastung des RDB eingeleitet. Das ALPS, welches ebenfalls mit einer ARSI Anregung beim erstmaligen Erreichen des „RDB Füllstands tief“ (Level 2) gestartet wurde, speist nach Unterschreiten des Öffnungsdruckes (19 bar) der ALPS Einspeisearmaturen automatisch in den RDB ein. Das ALPS erhält einen ausreichenden RDB Füllstand, auch nachdem der minimale Betriebsdruck für das RCIC unterschritten wurde, aufrecht.

Zur Begrenzung des Temperaturanstieges des Toruswassers wird mit einer Auslösung über hohe Toruswasser Temperatur (32° C) oder tiefen RDB Füllstand (Level 2) mit einer ARSI Anregung das Toruskühlsystem (TCS) gestartet. Die damit einhergehende Nachzerfallswärmeabfuhr gewährleistet die Verfügbarkeit der Kühlung des Reaktorkerns. Die Langzeitstrategie zur Kühlung des Reaktorkerns und zur Abfuhr der Nachzerfallswärme besteht darin, die Nachzerfallswärme mit dem Reaktorkühlmittel vom RDB über die PRV an das Toruswasser zu übertragen und den Kühlmittelverlust im RDB mit Toruswasser auszugleichen. Die Nachzerfallswärme wird vom Toruswasser über einen Wärmetauscher an das Kühlwassersystem des SUSAN (CWS) übertragen und mit diesem an die Aare abgegeben.

### **Schutzsequenz Brennelementbecken – Alle Betriebszustände**

Die Schutzsequenz für die Kühlung des Brennelementbeckens hängt vom Betriebszustand und der Anlagenkonfiguration ab.

#### **Betriebszustände A und B**

In den Betriebszuständen A und B ist der RDB Deckel entfernt, die Reaktorgrube und das Einbautenbecken sind geflutet. Die Dammpalte ist entfernt und das Einbautenbecken und die Reaktorgrube sind mit dem Brennelementbecken verbunden. In dieser Konfiguration ist ein genügend grosses Wasserinventar vorhanden, um zu verhindern, dass die bestrahlten Brennelemente im Reaktorkern und im Brennelementbecken aufgrund der Beckenerwärmung und der daraus resultierenden Verdunstung des Wassers innerhalb von 72 h abgedeckt werden (siehe Kapitel 5). Da in diesen Betriebszuständen die Becken direkt mit dem Reaktordruckbehälter verbunden sind, kann das ALPS auch zur Niveauhaltung des BEB verwendet werden. Es steht genügend Zeit zur Verfügung, um das Wasserinventar zu halten und die notwendigen Wassermengen nach zu speisen.

In dem sehr unwahrscheinlichen Fall, dass das Erdbeben während der kurzen Zeit, in der die Reaktorgrube und das Einbautenbecken geflutet oder abgesenkt wird (zu Beginn und am Ende des Brennelementwechsels), eintritt und die Dammpalte zwischen dem Brennelementbecken und der Reaktorgrube aufgrund des Erdbebens versagt, kann das ALPS mit einer Operateurhandlung gestartet werden. Die Einspeisung von Wasser aus dem Torus in den Reaktor gewährleistet die Aufrechterhaltung eines ausreichenden Inventars zur Kühlung der Brennelemente sowohl im Reaktor als auch im Brennelementbecken. Dieser Fall postuliert das Versagen der Dammpalte, womit die Reaktorgrube und das Brennelementbecken wieder verbunden sind. Dieser Fall deckt auch einen vollständig in das Brennelementbecken entladenen Reaktorkern sowie Unterhaltsarbeiten, welche bei offenem RDB eine Absenkung des Wasserstandes in der Reaktorgrube bedingen, ab.

Zusätzlich kann das System zur Brennelementbeckennachbespeisung in Betrieb genommen werden, um die Aufrechterhaltung eines ausreichenden Wasserstands im Brennelementbecken und in der Reaktorgrube zu gewährleisten. Die Nachbespeisung mit dem neu installierten System kompensiert

insbesondere die langfristigen Verdunstungs- und Verdampfungsverluste oder den Wasserverlust in dem Brennelementbecken falls zusätzlich kleinere Leckagen aus der Reaktorgrube über das Gebäudeentwässerungssystem in den Reaktorsumpf gelangen.

Das System zur Brennelementbeckennachbespeisung besteht aus fest installierten Rohrleitungen an der Aussenseite des Reaktorgebäudes, welche das Wasser direkt in das Brennelementbecken einleiten. Das Wasser wird mittels auf der Anlage vorhandener und erdbebensicher aufbewahrter mobiler Feuerlöschpumpen und -schläuche vom Fluss an die aussen am Reaktorgebäude angebrachter Anschlüsse der festinstallierten Leitungen gefördert. Dazu sind keine Operateurhandlungen im Reaktorgebäude erforderlich.

### **Betriebszustände C und D**

In den Betriebszuständen C und D ist der RDB Deckel montiert und die Reaktorgrube und das Einbautenbecken sind leer. Der begrenzende Fall für das Auftreten eines Erdbebens bei diesen Betriebszuständen tritt nach der Beendigung des Brennelementwechsels (mindestens zwei Wochen nach der Abschaltung) mit dem postulierten Versagen der Damplatte zwischen Brennelementbecken und Reaktorgrube auf. Auch in dieser Konfiguration steht ein ausreichendes Wasserinventar zur Verfügung, das gewährleistet, dass die ausgedienten Brennelemente im Brennelementbecken mit Wasser bedeckt bleiben bis mittels Operateurhandlungen in das Brennelementbecken nachgespiesen werden kann [8]. In dieser Bewertung wurden die Verdunstungsverluste und zusätzliche unspezifizierte kleinere Leckagen berücksichtigt, die aus der Reaktorgrube über das Gebäudeentwässerungssystem in den Reaktorsumpf gelangen können. Darüber hinausgehende Leckagepfade sind in die Erdbebenfestigkeitsnachweise eingeflossen.

Aufgrund der zur Verfügung stehenden Zeit kann das System zur Brennelementbeckennachbespeisung in Betrieb genommen werden und so ein ausreichender Wasserstand im Brennelementbecken und in der Reaktorgrube gewährleistet werden. Die Brennelementbeckennachbespeisung steht - wie im Abschnitt über die Betriebszustände A und B beschrieben - auch hier zur Verfügung.

### **3.5 Akzeptanz Kriterium für dieses Ereignis**

Es gibt einen massgebenden Grenzwert im Zusammenhang mit der Bewertung und Analyse des Referenzereignisses. Dieser Grenzwert bezieht sich auf die

- Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung.

Die Begrenzung der Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung stellt sicher, dass die Folgedosis für die Bevölkerung in der Umgebung akzeptabel ist. Der massgebende Grenzwert ist in der Strahlenschutzverordnung [9] festgelegt und beträgt 100 mSv für die Störfallkategorie 3.

### **3.6 Erforderliche Systeme, Auslösungen und überwachte Parameter für die Ereignisbeherrschung**

Dieses Kapitel identifiziert die direkt benötigten Systeme für die Erbringung der Systemfunktionen (siehe Kapitel 3.3), die zur Ereignisbeherrschung erforderlich sind, die automatischen Auslösungen zur Inbetriebnahme dieser Systeme und die überwachten Parameter welche Operateurhandlungen erfordern.

## Erforderliche Systeme

Bezogen auf die Schutzsequenz (siehe Kapitel 3.4) können die folgenden Sicherheitssysteme zur Erfüllung der Systemfunktionen benötigt werden

- |  |    |
|--|----|
| 1. Alternatives Reaktorabschalt- und –isolationssystem (ARSI)                            | RS |
| 2. Steuerstabsantriebssystem (CRD) – SCRAM Funktionalität                                | RS |
| 3. Abblaseventile (SRV/SV) – im Sicherheitsmodus (passiv)                                | PC |
| 4. RDB Isolationsarmaturen (MSIV, Cleanup, Anwärmleitungen für die Frischdampfleitungen) | IV |
| 5. Kernisolationskühlsystem (RCIC)   | CC |
| 6. Druckentlastungsventile (PRV)   | CC |
| 7. Alternatives Niederdruckeinspeisesystem (ALPS)  | CC |
| 8. Toruskühlsystem (TCS)   | CC |
| 9. SUSAN Hilfs- und Unterstützungssysteme  |    |
| - SUSAN Diesel Generator   |    |
| - SUSAN Diesel Tages- und Haupttank  |    |
| - SUSAN Batterien  |    |
| - SUSAN Kühlwasser- (CWS) und Zwischenkühlwassersystem (ICWS)                            |    |

## Automatische Auslösungen

1. Tiefer RDB Wasserstand – ARSI System (SCRAM)
2. Hohe Toruswassertemperatur – ARSI System (SCRAM)
3. Überdruck Sollwert RDB – SRV öffnen
4. Tiefer RDB Wasserstand – ARSI System (Isolation RDB)
5. Tiefer RDB Wasserstand – RCIC starten
6. Hoher RDB Druck – PRV öffnen (automatische Druckentlastung)
7. Tiefer RDB Wasserstand – ALPS starten
8. Hohe Torustemperatur – TCS starten

## Überwachte Parameter

Während der ersten drei Tage nach dem Beginn des Ereignisses sind keine Operateurhandlungen zur Beherrschung dieses Ereignisses erforderlich. Daher existieren auch keine überwachten Parameter.

Die SUSAN Systeme sind in der Lage, den Reaktorkern ohne Operateurhandlungen in einem sicheren und stabilen Zustand mit andauernder Kernkühlung zu halten.

Es kann sein, dass zum Ausgleich von Verdunstungsverlusten und kleinen Leckagen dem Brennelementbecken Wasser zugeführt werden soll. Zur Auswahl und Einleitung der geeigneten Massnahmen zur Nachbespeisung stehen den Operateuren grosse Zeitfenster zur Verfügung. Die erforderlichen



Operateurhandlungen sind durch Anweisungen (Störfallanweisungen und Systembetriebsanleitungen) festgelegt.

### 3.7 Annahmen für die normalen Betriebssysteme

Die Methodik für die Sicherheitsanalyse der Ereignisse in der Gruppe der „other events“ [3] erlaubt es, Betriebssysteme, wenn sie durch das Ereignis nicht betroffen sind, so zu berücksichtigen, wie sie vor dem Ereignis eingesetzt waren. Die normalen Betriebssysteme sind nicht für Sicherheitserdbeben ausgelegt, folglich werden keine Betriebssysteme zur Erfüllung der Systemfunktionen berücksichtigt. Konsistent mit den Ereignisannahmen haben die normalerweise in Betrieb stehenden Systeme auch nicht die Möglichkeit, die Schutzsequenz zu ändern.

### 3.8 Analysenergebnisse

In den Sicherheitsanalysen der Anlage, sind die möglichen Konsequenzen eines Erdbebens durch analysierte potentielle Ereignisabläufe abgedeckt [3, 10, 11]. Es handelt sich um die folgenden Fälle:

1. Isolation des Reaktors mit Betrieb eines RCIC und zwei PRV (Reactor isolation with 1 RCIC system pump and 2 PRVs).
2. Isolation des Reaktors mit Betrieb von zwei RCIC und einem PRV (Reactor isolation with 2 RCIC system pumps and 1 PRV).
3. SUSAN Fall mit Betrieb eines RCIC, eines ALPS und einem offenen SRV (Special emergency condition (SEC) event with 1 RCIC system pump and 1 ALPS pump with a stuck open SRV).
4. SUSAN Fall mit dem Betrieb von zwei RCIC, einem ALPS, einem CWS, einem TCS und einem PRV (SEC event with 1 PRV, 2 RCIC system pumps, 1 ALPS pump, 1 CWS pump, and 1 TCS pump).
5. Bruch einer Frischdampf- und einer Speisewasserleitung mit Betrieb einer RCIC Pumpe, einer ALPS Pumpe und ADS (Main steamline and feedwater line break with 1 RCIC pump, ADS, and one ALPS pump).

Diese Analysen zeigen, dass keine Hüllrohrschäden an den Brennelementen im Reaktorkern auftreten. Abhängig von den Ereignisannahmen, kann ein erhöhter Reaktordruck auftreten, der maximale Spitzenwert ist aber durch die Analyse des Ereignisses „Isolation der Frischdampfleitungen“ (Schliessen aller MSIV) mit Neutronenfluss SCRAM, das zeigt, dass die ASME Code Grenzwert eingehalten werden, abgedeckt.

Separate Beurteilungen wurden durchgeführt, welche die maximalen Verdunstungs- und Verdampfungsverluste einschliesslich derjenigen für den begrenzenden Fall (Eintreten des Erdbebens nach dem Ende des Brennelementwechsels (mehr als zwei Wochen nach der Reaktorabschaltung) und postuliertes Versagen der Dammplatte zwischen dem Brennelementbecken und der Reaktorgrube) berücksichtigen. Die Analyse zeigt, dass eine genügende Kühlung der Brennstabhüllrohre im Brennelementbecken durch Verdunsten oder Verdampfen gewährleistet ist [2, 8].

Weitere Beurteilungen und Bewertungen finden sich im Sicherheitsbericht [10].

### 3.9 Radiologische Auswirkungen

Eine konservative radiologische Beurteilung und Bewertung für dieses Ereignis findet sich in Kapitel 6. Diese zeigt, dass die radiologischen Grenzwerte eingehalten werden.

### **3.10 Bewertung des Ereignis**

Alle erforderlichen Schutzsequenzen sind identifiziert worden und die notwendigen Systemfunktionen sind gewährleistet. Die begrenzende Schutzsequenz wurde konservativ hergeleitet und es wurde nachgewiesen, dass die Anlage in einen sicheren abgeschalteten Zustand gebracht werden kann.

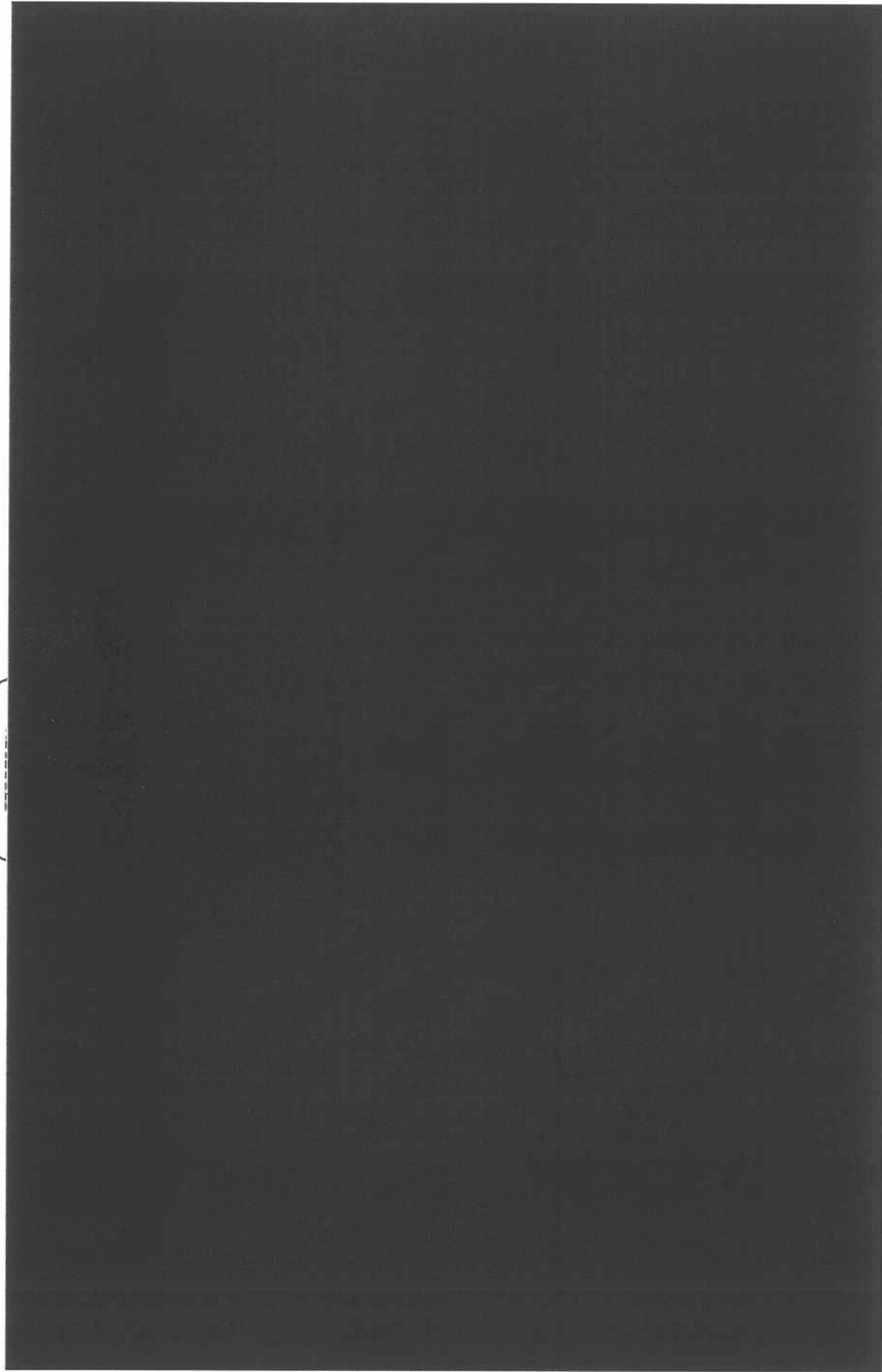


Abbildung 2 Diagramm der Erdbeben Schutzsequenz



### 3.11 Referenzen zu Kapitel 3

- [1] Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen, SR 732.112.2.
- [2] Bericht zur Verfügung des ENSI vom 18. März 2011, AN-UM-2011/025 vom 30.03.2011.
- [3] Deterministische Sicherheitsstatusanalyse DSSA, Bericht 8 der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM PSÜ2010, Oktober 2010.
- [4] Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse. ENSI A01.
- [5] Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken. ENSI R-048.
- [6] Kernkraftwerk Mühleberg, Langzeitbetrieb, Grobprüfung der Unterlagen Stellungnahme zu der Nachforderung 5-1, AN-STAB-2011/094 vom 26.08.2011.
- [7] Stellungnahme zur seismischen Robustheit der Abschaltfunktion, AN-UM-2012/004 vom 31.01.2012.
- [8] Bericht zur Verfügung des ENSI vom 5. Mai 2011: Überprüfung der Auslegung der Brennelementlagerbecken, -gebäude und -kühlsysteme. AN-NT-2012/055.
- [9] Strahlenschutzverordnung (StSV) vom 22. Juni 1994 (Stand am 1. Januar 2012).
- [10] KKM Sicherheitsbericht 2010. Bericht 1 der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM PSÜ2010, Dezember 2010.
- [11] NEDC-24989A Revision 1, "System Design Analysis for KKM SUSAN Project," December 1982; Supplement 1, "System Design Analysis for KKM SUSAN Project – Supplemental Analysis to Address Power Upgrading Program," October 1988p; Supplement 2, "System Design Analysis for KKM SUSAN Project Supplemental Report to Address Postulated Events with Loss of Coolant to the Turbine Building," February 1992.

## 4 Erdbebenfestigkeiten (mit Fragilities)

In Kapitel 3 sind die zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen erforderlichen Systeme und automatischen Auslösungen aufgelistet (Kapitel 3.6). Im vorliegenden Kapitel wird die Verfügbarkeit dieser Systeme zur Beherrschung eines gemäss Kapitel 2 definierten 10'000-jährlichen Erdbebens nachgewiesen. Dabei werden die zur Funktionalität der erforderlichen Systeme notwendigen Komponenten sowie die Bauwerke, in welchen sich die erforderlichen Komponenten befinden, berücksichtigt.

### 4.1 Nachweismethode

Der Nachweis ist erbracht, falls die konservativ errechnete Erdbebenfestigkeit des SSC grösser als die Erdbebenbelastung ist.

Die Erdbebenfestigkeiten werden nach der Fragility Methode [1] bestimmt. Bei der Fragility Methode wird die Erdbebenversagenswahrscheinlichkeit (= seismic fragility) mittels einer doppelt logarithmischen Wahrscheinlichkeitsverteilung modelliert. Das Model wird mittels drei Parameter beschrieben: Median-Kapazität  $A_m$ , logarithmische Standardverteilung  $\beta_R$  für die aleatorische Unsicherheit und logarithmische Standardverteilung  $\beta_U$  für die epistemische Unsicherheit. Für die Erdbebenfestigkeit 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 einer Bodenbeschleunigung angegeben. Da die Erdbebenbelastung auf Komponenten durch die Schwingungscharakteristiken der Bauwerke beeinflusst wird, werden Etagenantwortspektren zur Bestimmung der Belastungswerte erstellt.

Das Versagen wird für Bauwerke und Komponenten unterschiedlich modelliert. Bei Bauwerken bestimmt das Erreichen eines Grenzwerts der differentiellen Stockwerksverschiebung den Versagensfall. Zur Bestimmung der Erdbebenfestigkeit 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 Erdbebenfestigkeit kann entweder analog zu den Bauwerken berechnet oder mittels dynamischer Versuche bestimmt werden.

Die in dieser Aktennotiz ausgewiesenen Erdbebenfestigkeiten basieren auf den Fragility-Analysen der KKM Erdbeben-PSA [2]. Für jede SSC wird die Median-Kapazität  $A_m$ , d.h. die Bodenbeschleunigung, bei der die Versagenswahrscheinlichkeit 50 % beträgt, und die HCLPF-Kapazität (high confidence of low probability of failure) angegeben. Die HCLPF-Kapazität stellt die Bodenbeschleunigung dar, bei welcher die Versagenswahrscheinlichkeit der SSC mit 95 % Vertrauen unter 5 % liegt. Bei Beschleunigungen unterhalb der HCLPF-Kapazität bedeutet dies eine Versagenswahrscheinlichkeit von kleiner als 1 %. Resultate aus Fragility-Analysen, die nach der Einreichung der KKM Erdbeben-PSA Ende 2010 durchgeführt wurden, sind ebenfalls aufgelistet.

Die Fragility-Analysen sind auf Basis der Spektralform für die Erdbebengefährdung nach PEGASOS durchgeführt worden. Die HCLPF-Kapazität der SSC wurde auf die Spektralform der Gefährdung gemäss aktuellem Zwischenergebnis aus PRP skaliert.

Erdbebenrundgänge von Expertenteams (bestehend aus einem Systemingenieur, einem PSA-Experten und zwei externen Erdbebeningenieuren) dienen der Identifizierung der Komponenten und sind Basis der Fragility-Analysen. Bei diesen Rundgängen wurden Komponenten nach der in EPRI-NP-6041-SL [3] beschriebenen Vorgehensweise inspiziert [4]. Zum Inspektionsumfang gehört auch die Identifikation und Bewertung von SSC, die im Erdbebenfall die betrachtete Komponente gefährden könnte. Sollten solche Komponenten identifiziert werden, deren Festigkeit tiefer ist als die betrachtete Komponente, so wird dieser Wert für den Festigkeitsnachweis massgebend. Komponenten, die als seismisch robust identifiziert wurden, wurde in Übereinstimmung mit [3] eine konservativ be-

stimmte, generische Erdbebenfestigkeit zugeordnet. Falls aufgrund neuer Gefährdungsannahmen (Beschleunigungen sowie die entsprechenden Frequenz- und Etagenantwortspektren) diese generisch bestimmten konservativen Werte limitierend werden, müssten hier entsprechende vollständige Fragility-Analysen durchgeführt werden. Die so bestimmten Erdbebenfestigkeiten sind in den Tabellen des Anhang 1, in der „Spalte Art des Nachweises“, als generisch bezeichnet.

#### 4.2 Erdbebennachweis für den Reaktorkern

Es muss gezeigt werden, dass die in Kapitel 3 identifizierten erforderlichen Systeme und automatischen Auslösungen zur Verfügung stehen. Weiter muss die Leittechnik sowie die Steuerung und Regelung der Systeme sichergestellt sein. Die Stromversorgung und -verteilung muss sicherstellen, dass ausgehend von der Leittechnik Anregung die entsprechenden Aggregate und Armaturen mit Strom versorgt werden und in Betrieb gehen, respektive die Armaturen in die der Steuerungs- und Regellogik entsprechenden Stellungen verfahren werden.

Damit das für ein Erdbeben sichergestellt ist, müssen die Erdbebenfestigkeitsnachweise über alle Elemente der Kette - angefangen von den Messwertgebern über die Kabeltrassen zu den Steuer- und Logikschranken und von dort über die Kabeltrassen zu den Schaltanlagen mit den entsprechenden Schaltern - erbracht werden.

Für die in Kapitel 3 identifizierten Systeme, inklusive der dazugehörenden Leittechnik, muss weiter die elektrische Stromversorgung und -verteilung sichergestellt sein. Dass heisst, es müssen Festigkeitsnachweise vorliegen für die Notstrom-Diesgeneratoren, die Batterien für die Leittechnik, die Kabeltrassen und die Stromverteilung inklusive der entsprechenden Schalter.

Alle Auslösungen und Anregungen mit der dazugehörenden Leittechnik wie auch für die Stromversorgung und -verteilung sind dem SUSAN zugeordnet, d.h. bis auf die Messungen, die Aggregate, die Armaturen und die Leitungen befindet sich alle Komponenten im SUSAN Gebäude.

Im Folgenden werden die erforderlichen Systeme einzeln betrachtet. Die zum Starten und Weiterbetrieb dieser Systeme notwendigen automatischen Auslösungen werden ebenfalls in den jeweiligen Unterkapiteln behandelt.

In Anhang 2 finden sich für die umfangreicheren Systeme Systemschemata, bei denen die für die Systemfunktion erforderlichen Rohrleitungen und Komponenten farblich hervorgehoben sind. Dabei sind die erforderlichen Strömungspfade grün dargestellt. Systembereiche, bei denen lediglich die Integrität erforderlich ist, sind orange markiert. Die nachfolgenden Diskussionen referenzieren auf diese Schemata.

Die Nachweise sind für alle Komponenten beider SUSAN Divisionen geführt worden und in den entsprechenden „Calculation sheets“ auch dokumentiert. In dieser Aktennotiz wurde, solange die Festigkeitswerte für beide Divisionen identisch sind, nur die Festigkeiten der SUSAN Division A, aufgelistet:

##### 4.2.1 Alternatives Reaktorabschalt- und -isolationssystem (ARSI)

Dieses System wird zur Auslösung der Reaktorschnellabschaltung, der Isolation des RDB und zur Anregung der SUSAN System benötigt. Das ARSI benötigt die Messstellen [REDACTED]

[REDACTED] und [REDACTED] zur Messung des RDB Wasserstands. Damit verbunden ist die Reaktorabschaltung, die Isolation des RDB, die Anregung des RCIC und des ALPS. Zur Messung der Torustemperatur werden folgende Messstellen benötigt: [REDACTED]

[REDACTED] Diese Messungen können eine Reaktorabschaltung bei zu hoher Torustemperatur, aber auch die Anregung des Toruskühlsystems (TCS) bewirken. Die zur automatischen Auslösung des Druckentlastungssystems benötigten Messstellen sind: [REDACTED]

[REDACTED]



Die Messwerte aus diesen Messstellen werden über Kabeltrassen von [REDACTED] über das SUSAN-Interface auf [REDACTED] und [REDACTED] transportiert. Die Erdbebenfestigkeitsnachweise für diese Kabeltrassen werden folglich ebenfalls geführt. In den Räumen [REDACTED] und [REDACTED] befindet sich die vollständige Auslöse- und Anregungslogik der Leittechnik für das ARSI. Für die SUSAN Division A im Raum [REDACTED] in den [REDACTED] Leittechnikschränken ([REDACTED] und [REDACTED]) und für die SUSAN Division B im Raum [REDACTED] in den [REDACTED] Leittechnikschränken ([REDACTED] und [REDACTED]).

Details zum Erdbebennachweis auf Komponentenebene für dieses System sind in der Tabelle A2 des Anhangs 1 dargestellt. Als limitierend erweist sich die Kabeltrasse vom SUSAN-Interface zu den Leittechnikschränken auf [REDACTED]. Die Erdbebenfestigkeit hierfür beträgt 0.56 g, was einer Sicherheitsmarge von 2.3 entspricht. Dieser Wert wird in der zusammenfassenden Tabelle 2 angegeben.

#### 4.2.2 Steuerstabsantriebssystem (CRD) – SCRAM Funktionalität

Dieses System wird zur Reaktorschnellabschaltung benötigt. Wie in [5] detailliert beschrieben, muss für die Reaktorabschaltung sowohl die Funktionalität des Steuerstabantriebssystems bis zu den Steuerstabhäusern am Reaktordruckbehälter gewährleistet sein, als auch die Wechselwirkung der Abschaltfunktion mit dem RDB berücksichtigt werden. Es konnte gezeigt werden, dass die Erdbebenfestigkeiten (HCLPF) 1.83 g und 0.98 g betragen. Da zur SCRAM Funktionalität beide Teile wirksam sein müssen, wird die Erdbebenfestigkeit des Gesamtsystems durch den kleineren der beiden Einzelwerte bestimmt. Daher ergibt sich für das Steuerstabsantriebssystem eine Erdbebenfestigkeit (HCLPF) von 0.98 g. Die Erdbebenfestigkeit (HCLPF) auf die Spektralform der Gefährdung gemäss aktuellem Zwischenergebnis aus PRP skaliert beträgt 0.77 g. Dies entspricht einer Sicherheitsmarge von 3.2. Details zum Erdbebennachweis für dieses System sind in Tabelle A3 des Anhangs 1 dargestellt.

#### 4.2.3 Abblaseventile (SRV/SV) – im Sicherheitsmodus (passiv)

Die SRV/SV dienen der Kontrolle des Drucks im Reaktordruckbehälter. Zur Sicherstellung der Funktionalität der SRV/SV müssen neben den Ventilen auch die Abblaseleitungen bei einem 10'000-jährlichen Erdbeben funktionsfähig bleiben. Die Erdbebenfestigkeit für diese Komponenten beträgt 0.58 g, was einer Sicherheitsmarge von 2.4 entspricht. Dieser Wert wird in der zusammenfassenden Tabelle 2 angegeben. Details zum Erdbebennachweis für dieses System sind in Tabelle A4 des Anhangs 1 dargestellt.

Sowohl die Armaturen als auch die Abblaseleitungen wurden bei Erdbebenrundgängen inspiziert und als seismisch robust bewertet.

#### 4.2.4 RDB Isolationsarmaturen (MSIV, Cleanup, Anwärmleitungen für die Frischdampfleitungen)

Die RDB Isolation findet kurz nach der Reaktorschnellabschaltung gleichzeitig mit dem Start der SUSAN Systeme statt (tiefer RDB Füllstand, Level 2). Wenn die Armaturen geschlossen sind, benötigen sie keine Hilfsenergie mehr und auch die Leittechnik wird nicht mehr benötigt. Die generisch nachgewiesene Erdbebenfestigkeit für die innere Isolationsarmatur des Cleanup Systems ist limitierend und beträgt 0.35 g, was einer Sicherheitsmarge von 1.4 entspricht. Dieser Wert wird in der zusammenfassenden Tabelle 2 angegeben. Die zur Störfallbeherrschung massgebenden Isolationsarmaturen für die Frischdampfleitungen haben einen weit höheren Erdbebenfestigkeitswert von 0.78 g. Details zum Erdbebennachweis für dieses System sind in Tabelle A4 des Anhangs 1 dargestellt.

#### 4.2.5 Druckentlastungsventile (PRV)

Die PRV öffnen mit einer Verzögerungszeit von 30 Minuten nach dem SCRAM mit einer Auslösung über „Reaktordruck hoch“, damit die Druckentlastung des RDB eingeleitet wird. Grundsätzlich bleiben

diese Ventile anschliessend offen und müssen nicht mehr bewegt werden. Zur auslegungsgemässen Funktion benötigen die PRV elektrischen Strom (elektrische Stellantriebe und Leittechnik).

Zur Sicherstellung der Funktionalität der PRV müssen neben den Armaturen und den Abblaseleitungen auch die Leittechnik sowie die Stromversorgung bei einem 10'000-jährlichen Erdbeben funktionsfähig bleiben. Das System benötigt die Kabeltrassen von den Leittechniksschränken auf [REDACTED] bis zu den Schaltschränken auf [REDACTED]. Von hier aus werden die notwendigen Kabel auf Kabeltrassen über das SUSAN-Interface bis auf [REDACTED] geführt. Die Erdbebenfestigkeitsnachweise für diese Kabeltrassen werden folglich ebenfalls geführt. Als limitierend erweist sich die Kabeltrasse von den Leittechniksschränken auf [REDACTED] über den Schaltschränken bis zum SUSAN-Interface. Die Erdbebenfestigkeit hierfür beträgt 0.56 g, was einer Sicherheitsmarge von 2.3 entspricht. Dieser Wert wird in der zusammenfassenden Tabelle 2 angegeben. Details zum Erdbebenachweis für dieses System sind in Tabelle A4 des Anhangs 1 dargestellt.

#### 4.2.6 Kernisolationskühlsystem (RCIC)

Dieses System wird für die Systemfunktion Kühlung des Reaktorkerns benötigt, seine Hauptaufgabe besteht in der Nachspeisung des Kühlmittelinventars bis der Reaktordruck durch die Druckentlastung auf den Betriebsdruck des ALPS abgesunken ist. Betrieben wird das System mit Frischdampf aus dem RDB. Solange der RDB Druck grösser 4.5 bar ist, steht genügend Dampf zur Aufrechterhaltung der Systemfunktion zur Verfügung (das ALPS beginnt ab 18 bar RDB Druck mit der Einspeisung in den RDB). Weiter sind zur auslegungsgemässen Funktion des RCIC zusätzliche Messstellen und die Leittechnik erforderlich, da das System während seines Einsatzes geregelt wird (Durchsatz und Ein- und Ausschalten). Zur Durchflussregulierung der FD-Leitung werden die Messstellen [REDACTED] und [REDACTED] benötigt. Die Fördermenge der Pumpe wird mit Hilfe der Messstelle [REDACTED] geregelt. Der Turbinengegendruck wird mit den Messstellen [REDACTED] und [REDACTED], der Saugdruck der Pump mit den Messstellen [REDACTED] und [REDACTED] überwacht. Die Leittechnik benötigt als Hilfsenergie elektrischen Strom. In Anhang 2 findet sich ein Anlagenschema zum RCIC, in diesem Schema sind die durchgeschalteten Strömungspfade eingetragen.

Zur Sicherstellung der Funktionalität des RCIC müssen neben den Aggregaten, Armaturen und Rohrleitungen auch die Leittechnik sowie die Stromversorgung (Für das RCIC ist die Stromversorgung vollständig Batterie gestützt) bei einem 10'000-jährlichen Erdbeben funktionsfähig bleiben. Das System benötigt die Kabeltrassen von den Leittechniksschränken auf [REDACTED] bis zu den Schaltschränken auf [REDACTED]. Von hier aus werden die notwendigen Kabel auf Kabeltrassen über das SUSAN-Interface bis zu den Komponenten im RG geführt. Die Erdbebenfestigkeitsnachweise für diese Kabeltrassen werden folglich ebenfalls geführt. Als limitierend erweist sich die Kabeltrasse von den Leittechniksschränken auf [REDACTED] über den Schaltschränken bis zum SUSAN-Interface. Die Erdbebenfestigkeit hierfür beträgt 0.56 g, was einer Sicherheitsmarge von 2.3 entspricht. Dieser Wert wird in der zusammenfassenden Tabelle 2 angegeben. Details zum Erdbebenachweis für dieses System sind in Tabelle A5 des Anhangs 1 dargestellt.

#### 4.2.7 Alternatives Niederdruckeinspeisesystem (ALPS).

Das ALPS startet mit der Anregung tiefer RDB Füllstand (Level 2) kurz nach der Reaktorschnellabschaltung. In Anhang 2 findet sich ein Anlagenschema zum ALPS, in diesem Schema sind die durchgeschalteten Strömungspfade eingetragen. Zur Sicherstellung der Funktionalität des ALPS müssen neben den Aggregaten, Armaturen und Rohrleitungen auch die Leittechnik, die Stromversorgung und Stromverteilung bei einem 10'000-jährlichen Erdbeben funktionsfähig bleiben. Das System benötigt die Kabeltrassen von den Leittechniksschränken auf [REDACTED] bis zu den Schaltschränken auf [REDACTED]. Von hier aus werden die notwendigen Kabel auf Kabeltrassen über das SUSAN-Interface bis zu den Komponenten im RG geführt. Die Erdbebenfestigkeitsnachweise für diese Kabeltrassen werden folglich ebenfalls geführt. Als limitierend erweist sich die Kabeltrasse von den Leittechniksschränken auf [REDACTED] über den Schaltschränken bis zum SU-



SAN-Interface. Die Erdbebenfestigkeit hierfür beträgt 0.56 g, was einer Sicherheitsmarge von 2.3 entspricht. Dieser Wert wird in der zusammenfassenden Tabelle 2 angegeben. Details zum Erdbebennachweis für dieses System sind in Tabelle A6 des Anhangs 1 dargestellt.

#### **4.2.8 Toruskühlsystem (TCS)**

Das TCS startet mit der Anregung tiefer RDB Füllstand (Level 2) kurz nach der Reaktorschnellabschaltung. In Anhang 2 findet sich ein Anlagenschema zum TCS, in diesem Schema sind die durchgeschalteten Strömungspfade eingetragen. Zur Sicherstellung der Funktionalität des TCS müssen neben den Aggregaten, Armaturen und Rohrleitungen auch die Leittechnik, die Stromversorgung und Stromverteilung bei einem 10'000-jährlichen Erdbeben funktionsfähig bleiben. Das System benötigt die Kabeltrassen von den Leittechniksschränken auf [REDACTED] bis zu den Schaltschränken auf [REDACTED]. Von hier aus werden die notwendigen Kabel auf Kabeltrassen über das SUSAN-Interface bis zu den Komponenten im RG geführt. Die Erdbebenfestigkeitsnachweise für diese Kabeltrassen werden folglich ebenfalls geführt. Als limitierend erweist sich die Kabeltrasse von den Leittechniksschränken auf [REDACTED] über den Schaltschränken bis zum SUSAN-Interface. Die Erdbebenfestigkeit hierfür beträgt 0.56 g, was einer Sicherheitsmarge von 2.3 entspricht. Dieser Wert wird in der zusammenfassenden Tabelle 3 angegeben. Details zum Erdbebennachweis für dieses System sind in Tabelle A7 des Anhangs 1 dargestellt.

#### **4.2.9 SUSAN Hilfs- und Unterstützungssysteme**

##### **SUSAN Kühlwassersystem CWS**

Das SUSAN Kühlwassersystem CWS startet mit der Anregung tiefer RDB Füllstand (Level 2) kurz nach der Reaktorschnellabschaltung. Es dient der Sicherstellung der Nachzerfallswärmeabfuhr. Die Nachzerfallswärme wird im TCS Wärmetauscher vom TCS an das Kühlwasser abgegeben. Weiter kühlt das CWS auch das ICWS, das insbesondere die Kühlung der Dieselgeneratoren sicherstellt. In Anhang 2 findet sich ein Anlagenschema zum CWS, in diesem Schema sind die durchgeschalteten Strömungspfade eingetragen. Zur Sicherstellung der Funktionalität des CWS müssen neben den Aggregaten, Armaturen und Rohrleitungen auch die Leittechnik, die Stromversorgung und Stromverteilung bei einem 10'000-jährlichen Erdbeben funktionsfähig bleiben. Das System benötigt die Kabeltrassen von den Leittechniksschränken auf [REDACTED] bis zu den Schaltschränken auf [REDACTED]. Von hier aus werden die notwendigen Kabel auf Kabeltrassen zu den Komponenten im SG geführt. Die Erdbebenfestigkeitsnachweise für diese Kabeltrassen werden folglich ebenfalls geführt. Als limitierend erweisen sich die Kabeltrassen im SG. Die Erdbebenfestigkeit hierfür beträgt 0.56 g, was einer Sicherheitsmarge von 2.3 entspricht. Dieser Wert wird in der zusammenfassenden Tabelle 2 angegeben. Details zum Erdbebennachweis für dieses System sind in Tabelle A9 des Anhangs 1 dargestellt.

##### **SUSAN Zwischenkühlwassersystem ICWS**

Das SUSAN Zwischenkühlwassersystem ICWS startet mit der Anregung tiefer RDB Füllstand (Level 2) kurz nach der Reaktorschnellabschaltung. Es stellt die Kühlung der Dieselgeneratoren sicher. In Anhang 2 findet sich ein Anlagenschema zum ICWS, in diesem Schema sind die durchgeschalteten Strömungspfade eingetragen. Zur Sicherstellung der Funktionalität des ICWS müssen neben den Aggregaten, Armaturen und Rohrleitungen auch die Leittechnik, die Stromversorgung und Stromverteilung bei einem 10'000-jährlichen Erdbeben funktionsfähig bleiben. Das System benötigt die Kabeltrassen von den Leittechniksschränken auf [REDACTED] bis zu den Schaltschränken auf [REDACTED]. Von hier aus werden die notwendigen Kabel auf Kabeltrassen zu den Komponenten im SG geführt. Die Erdbebenfestigkeitsnachweise für diese Kabeltrassen werden folglich ebenfalls geführt. Als limitierend erweisen sich die Kabeltrassen im SG. Die Erdbebenfestigkeit hierfür beträgt 0.56 g, was einer Sicherheitsmarge von 2.3 entspricht. Dieser Wert wird in der zusammenfassenden Tabelle 2 angegeben. Details zum Erdbebennachweis für dieses System sind in Tabelle A8 des Anhangs 1 dargestellt.

### SUSAN Stromversorgung (Eigenbedarf)

Der prinzipielle Aufbau des Eigenbedarfs der SUSAN Division A ist in Anhang 2 schematisch dargestellt (Aufbau der Stromversorgung der SUSAN Division A). Die SUSAN Division B ist symmetrisch aufgebaut. Zur Nomenklatur: SUSAN Systeme der Division A beginnen im MKZ (KKM Kennzeichnungssystem) mit einer [ ] und diejenigen der SUSAN Division B mit einer [ ] (z.B. [ ] für die TCS Pumpe der Division A und [ ] für diejenige der Division B oder [ ] für die Hauptverteilung der Division A und [ ] für diejenige der Division B).

Für den Nachweis der Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens kann die externe Stromversorgung nicht kreditiert werden. Das heisst, es wird für die SUSAN Stromversorgung nur die SUSAN eigene Stromerzeugung betrachtet. Wie aus dem Systemschema in Anhang 2 ersichtlich ist, gehören zur Stromversorgung:

- die Notstromdiesel (Stromerzeugung)
- die Batterien mit den zugehörigen Gleich- und Wechselrichtern
- die Stromverteilung (Schaltanlagen)

### SUSAN Notstromdiesel

Die SUSAN Notstromdiesel sorgen für die Stromerzeugung und stellen sicher, dass die Stromversorgung der SUSAN Systeme unabhängig von externen Stromquellen ist.

Die SUSAN Dieseldgeneratoren starten mit der Anregung „tiefer RDB Füllstand“ (Level 2) kurz nach der Reaktorschnellabschaltung oder beim Ausfall der externen Stromversorgung über „Spannungsverlust der Hauptverteilungen [ ]“. Die zur Inbetriebnahme notwendige Leittechnik ist batteriegestützt.

Zum Nachweis der Erdbebenfestigkeit des Systems sind Nachweise für Dieselmotor, Generator, Leittechnik, Anlassdruckluft des Dieselgenerators, Kühlwassersystem, Kraftstoffversorgung und Schmierölkreislauf zu erbringen.

Die generisch nachgewiesene Erdbebenfestigkeit für die Anlassdruckluft ist limitierend und beträgt 0.33 g, was einer Sicherheitsmarge von 1.4 entspricht. Dieser Wert wird in der zusammenfassenden Tabelle 2 angegeben. Aus den Erdbebenrundgängen gibt es klare Hinweise, dass bei einer detaillierten Analyse die Anlassdruckluft nicht mehr der limitierende Wert sein wird. Aus unserer Sicht wird eher der Wert von 0.4 g für Motor und Generator massgebend sein. Dieser Wert entspricht einer Sicherheitsmarge von 1.7.

Die tiefen generischen Werte bei der Kraftstoffzufuhr sind ebenfalls nicht massgebend, da es sich hier um die Kraftstoffzufuhr vom Vorrats- zum Betriebsbehälter handelt. In Kapitel 5.1 wird gezeigt, dass diese Funktion erst nach 48 Stunden benötigt wird. Bei einem Versagen stehen manuelle Nachfülleinrichtungen zur Verfügung. Ähnliche Argumente gelten auch für den Kühlwasser-Ausgleichsbehälter. Details zum Erdbebennachweis für dieses System sind in Tabelle A10 des Anhangs 1 dargestellt.

### SUSAN Batterien

Die Stromversorgung insbesondere der Leittechnik und wichtiger Armaturen wird von Batterien gestützt. Dazu gehören die Schaltanlagen [ ], die von den Gleichrichtern [ ] bzw. den dazu parallel geschalteten Batterien [ ] gespeist werden, und über die Wechselrichter [ ] die Schaltanlagen [ ] versorgen (Bezeichnungen der Division B jeweils in Klammern).

Damit wird sichergestellt, dass der Dieseldgenerator in Betrieb genommen werden kann wenn die SUSAN Hauptverteilungen bei Ausfall der externen Stromversorgung spannungslos werden. Die Leittechnik sorgt für die notwendigen Anregungen für die Diesel Inbetriebnahme. Zur Funktion der Batterien gehören auch die dazugehörigen Gleich- und Wechselrichter. Begrenzend für die Erdbebenfes-



tigkeit sind die Wechselrichter mit einem Wert von 0.83 g, was einer Sicherheitsmarge von 3.5 entspricht. Dieser Wert wird in der zusammenfassenden Tabelle 2 angegeben. Details zum Erdbebennachweis für dieses System sind in Tabelle A11 des Anhangs 1 dargestellt.

### **SUSAN Stromverteilung (Schaltanlagen)**

Die wesentliche Funktion der Stromverteilung besteht in der Zuschaltung und Versorgung der durch Leittechnik Anregungen angeforderten 380/220 Volt Verbraucher (Aggregate und Armaturen), sowie der Versorgung der Infrastruktur einschliesslich der Leittechnik. Diese Schalter sind in den Tabellen des Anhangs 1 den entsprechenden Komponenten zugeordnet (Spalte Stromversorgung). Die Schaltanlagen werden in Tabelle A11 des Anhangs 1 durch die Verteiler abgedeckt. Der begrenzende Wert für die Erdbebenfestigkeit ist 0.57 g, was einer Sicherheitsmarge von 2.4 entspricht. Dieser Wert wird in der zusammenfassenden Tabelle 3 angegeben. Details zum Erdbebennachweis für dieses System sind in Tabelle A11 des Anhangs 1 dargestellt.

Tabelle 2 Erdbebennachweis für den Reaktorkern

SSC	Komponentengruppe	Erdbebenbelastung	Erdbebenfestigkeit	PRP2 (über -14m)	Sicherheitsmarge	Nachweis	Referenz
		PRP [g]	HCLPF [g]	HCLPF [g]	PRP2		
Bau- und ausrüstungsteile	Reaktor-gebäude (RG) inkl. äusserer Torus	0.24	0.77	0.60	2.5	OK	Anhang 1, Tabelle A1
	Drywell	0.24	0.67	0.49	2.0	OK	
	Torus	0.24	0.76	0.60	2.5	OK	
	SUSAN (SG)	0.24	1.38	1.08	4.5	OK	
	Abluftkamin (Interaktion mit RG & SG)	0.24	1.29	0.96	4.0	OK	
ARSI		0.24	0.74	0.56	2.3	OK	Anhang 1, Tabelle A2
CRD-Scram		0.24	0.98	0.77	3.2	OK	Anhang 1, Tabelle A3
SRV/SV		0.24	0.72	0.58	2.4	OK	Anhang 1, Tabelle A4
RDB Isolation		0.24	0.44	0.35	1.4	OK	Anhang 1, Tabelle A4
PRV		0.24	0.74	0.56	2.3	OK	Anhang 1, Tabelle A4
RCIC		0.24	0.74	0.56	2.3	OK	Anhang 1, Tabelle A5
ALPS		0.24	0.74	0.56	2.3	OK	Anhang 1, Tabelle A6
TCS		0.24	0.74	0.56	2.3	OK	Anhang 1, Tabelle A7
SUSAN Hilfs- und Unterstützungssysteme	ICWS	0.24	0.74	0.56	2.3	OK	Anhang 1, Tabelle A8
	CWS	0.24	0.74	0.56	2.3	OK	Anhang 1, Tabelle A9
	SUSAN DG	0.24	0.44	0.33	1.4	OK	Anhang 1, Tabelle A10
	SUSAN Batterien	0.24	1.05	0.83	3.5	OK	Anhang 1, Tabelle A11
Verteiler		0.24	0.73	0.57	2.4	OK	Anhang 1, Tabelle A11
Leittechnik		0.24	0.78	0.60	2.5	OK	Anhang 1, Tabelle A11

Tabelle 2 zeigt, dass für alle gemäss Kapitel 3 erforderlichen Systemfunktionen der Nachweis der Erdbebenfestigkeit erbracht wurde. Die kleinste Sicherheitsmarge mit 1.4 wird für die RDB Isolation und die SUSAN Dieselgeneratoren ausgewiesen. Wie in Kapitel 4.2.4 und 4.2.9 beschrieben, handelt es sich um sehr konservative generische Werte. Der nächst höhere Wert ist 1.7 für die Dieselaggregate. Sollten die zur Zeit limitierenden Komponenten vertieft analysiert werden, so wird sich eine Sicherheitsmarge von 1.7 für Anlage ergeben.

### 4.3 Erdbebennachweis für das Brennelementbecken

Das Brennelementbecken (BEB) sowie das Trockenlager für frische 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 Referenzerdbeben erfolgt die Wärmeabfuhr aus dem BEB durch Verdunstung und weiter über das Sekundärcontainment, den äusseren Torus und den Abluftkamin. Dieser Pfad der Wärmeabfuhr ist passiv und benötigt weder Hilfsenergie noch Operateurhandlungen.

Operateurhandlungen sind bei einem alternativen Pfad erforderlich - allerdings erst nach mehr als drei Tagen. 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 Dammplatte, die das BEB von der Reaktorgrube separiert, bei einem 10'000-jährlichen Erdbeben versagen. In diesem Fall könnte durch eine Operateurhandlung das ALPS gestartet und Kühlwasser aus dem Torus in den RDB eingespeist und somit eine ausreichende Brennelementkühlung 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 10'000-jährlichen Erdbeben nach dem Brennelementwechsel und führt zum Versagen der Dammplatte. Auch in dieser Konfiguration ist ausreichend Wasserinventar im BEB vorhanden, um die Verdunstungsverluste von mehr als drei Tagen zu kompensieren. Eine Bespeisung des BEB mit Notfallmassnahmen ist danach möglich. Das Feuerlöschwasser wird dabei über das Abfahr- und Toruskühlsystem ins BEB eingespeist.

Zwei redundante, räumlich getrennte Zuführleitungen zur externen Bespeisung des BEB stehen neuerdings ebenfalls zur Verfügung. 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 3: Erdbebennachweis für das Brennelementbecken des KKM

SSC	Komponentengruppe	Erdbebenbelastung	Erdbebenfestigkeit	PRP2 (über - 14m)	Sicherheitsmarge	Nachweis	Referenz
		PRP [g]	HCLPF [g]	HCLPF [g]	PRP2		
Reaktorgebäude (RG) inkl. äusserer Torus		0.24	0.77	0.60	2.5	OK	Anhang 1, Tabelle A12
Drywell		0.24	0.67	0.49	2.0	OK	
Abluftkamin (Interaktion mit RG & SG)		0.24	1.29	0.96	4.0	OK	
Brennelementbecken		0.24	0.64	0.5	2.9	OK	
Dammplatte (Steine gesetzt)		0.24	0.24	0.19	0.8	Nicht OK	
Dammplatte (Steine entfernt)		0.24	0.29	0.23	0.9		
Metallbalgen im inneren und äusseren Ringspalt		0.24	0.78	0.59	2.4	OK	
Entleerungsleitungen aus geflutetem Zustand während Revision oder bei Versagen der Dammplatte		0.24	0.44	0.35	1.4		Anhang 1, Tabelle A12

Tabelle 3 fasst die Erdbeben Sicherheitsmargen für das Brennelementbecken zusammen. Für Leckagen aus dem Brennelementbecken ist die Dammplatte die begrenzende Komponente. Wie in Anhang 1 Tabelle A12, wo die Details zum Erdbebennachweis für das BEB zu finden sind, ersichtlich ist, muss das Versagen dieser Komponente unterstellt werden. Wie in Kapitel 3, 5 und Referenz [6] nachgewiesen wurde, ist die Kühlbarkeit der Brennelemente auch für diesen Fall gewährleistet.

#### 4.4 Referenzen zu Kapitel 4

- [1] [REDACTED] (1994). Methodology for developing seismic fragilities, TR-103959. Technical report, Electric Power Research Institute (EPRI), Palo Alto, California.
- [2] BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, Mühleberg Safety Analysis – MUSA 2010, Probabilistic Safety Assessment Level 1, Revision 3, Mühleberg, 2010.
- [3] Electric Power Research Institute, A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin, EPRI NP-6041-SL, Revision 1, Palo Alto, CA, 1991.
- [4] [REDACTED] Seismic Walkdown of the Mühleberg Nuclear Power Plant, Report No. 088074-R-01 Revision 3, April 2012.
- [5] Stellungnahme zur seismischen Robustheit der Abschaltfunktion, AN-UM-2012/004 vom 31.01.2012.
- [6] [Bericht zur Verfügung des ENSI vom 5. Mai 2011: Überprüfung der Auslegung der Brennelementlagerbecken, -gebäude und -kühlsysteme. AN-NT-2012/055 .



## **5 Nachweis der erforderlichen Systemverfügbarkeit über einen Zeitraum von drei Tage.**

In Kapitel 3 wurde beschrieben, welche Systemfunktionen für die Beherrschung des Referenzerdbebens benötigt werden und welche Systeme die benötigten Systemfunktionen bereitstellen. In Kapitel 4 wurde gezeigt, dass die zur Bereitstellung der Systemfunktionen benötigten Komponenten eine ausreichende Erdbebenfestigkeit haben, um ihre Funktion während und nach einem Referenzerdbeben ausführen zu können. Damit ist nachgewiesen, dass die Anlage in einen sicheren Zustand überführt werden kann. Um die Vorgaben der Verfügung vom 1. April 2011 zu erfüllen [1], ist weiterhin nachzuweisen, dass „dieser Zustand ohne Zuhilfenahme externer Notfallschutzmittel während mindestens drei Tage stabil gehalten werden kann“.

Für diesen zusätzlichen Nachweis wird im folgenden diskutiert, welche der erforderlichen Systeme während der drei Tage betrieben werden müssen, welche Betriebsmittel dazu benötigt werden und in welchem Umfang diese verfügbar sind. Weiter wird gezeigt, dass die Brennelemente im Brennelementbecken während der im Nachweis geforderten drei Tage ausreichend gekühlt werden.

### **5.1 Systemverfügbarkeit für RDB**

Die in Kapitel 3 identifizierten, für die Ereignisbeherrschung erforderlichen Systeme, werden im Folgenden einzeln diskutiert.

#### **1. Alternatives Reaktorabschalt- und -isolationssystem (ARSI).**

Dieses System wird zur Auslösung der Reaktorschnellabschaltung der Isolation des RDB's und zum Start der SUSAN Systeme benötigt. Diese Aktionen finden in den ersten Minuten nach Ereignisbeginn statt, danach wird das System zur Störfallbeherrschung nicht mehr benötigt. Der Grenztragfähigkeitsnachweis wurde in Kapitel 4 geführt. Das System ist für den zusätzlichen Nachweis daher nicht relevant.

#### **2. Steuerstabsantriebssystem (CRD) – SCRAM Funktionalität**

Dieses System wird zur Reaktorschnellabschaltung benötigt. Nach der Reaktorabschaltung wird das System zur Störfallbeherrschung nicht mehr benötigt. Der Grenztragfähigkeitsnachweis wurde in Kapitel 4 erbracht. Das System ist für den zusätzlichen Nachweis daher nicht relevant.

#### **3. Abblaseventile (SRV/SV) – im Sicherheitsmodus (passiv)**

Die SRV/SV dienen der Kontrolle des Drucks im Reaktordruckbehälter und werden nur während der ersten 30 Minuten nach der Reaktorschnellabschaltung benötigt. Für diese Funktion benötigen sie keine Hilfsenergie, da sie gegen Federkraft öffnen, und auch keine Anregungen von einem weiteren System. Der Grenztragfähigkeitsnachweis wurde in Kapitel 4 erbracht. Die SRV/SV sind für den zusätzlichen Nachweis daher nicht relevant.

#### **4. RDB Isolationsarmaturen (MSIV, Cleanup, Anwärmleitungen für die Frischdampfleitungen)**

Die RDB Isolation findet kurz nach der Reaktorschnellabschaltung gleichzeitig mit dem Start der SUSAN Systeme statt („tiefer RDB Füllstand“, Level 2). Wenn die Armaturen geschlossen sind, benötigen sie keine Hilfsenergie mehr und auch die Leittechnik wird nicht mehr benötigt. Der Grenztragfähigkeitsnachweis wurde in Kapitel 4 erbracht. Die Isolationsarmaturen sind für den zusätzlichen Nachweis nicht relevant.

#### **5. Kernisolationskühlsystem (RCIC)**

Dieses System wird für die Systemfunktion „Kühlung des Reaktorkerns“ benötigt, seine Hauptaufgabe besteht in der Nachspeisung des Kühlmittelinventars bis der Reaktordruck durch die Druckentlastung

auf den Betriebsdruck des ALPS abgesunken ist. Betrieben wird das System mit Frischdampf aus dem RDB. Solange der RDB Druck grösser 4.5 bar ist, steht genügend Dampf zur Aufrechterhaltung der Systemfunktion zur Verfügung (das ALPS beginnt ab einem RDB Druck von 18 bar mit der Einspeisung in den RDB). Zur auslegungsgemässen Funktion des RCIC ist die Leitechnik erforderlich, da das System während seines Einsatzes geregelt wird (Durchsatz und Ein- und Ausschalten). Die Leitechnik benötigt als Hilfsenergie elektrischen Strom. Der Grenztragfähigkeitsnachweis wurde in Kapitel 4 erbracht. Der Nachweis, dass dieser mindestens drei Tage zur Verfügung steht, wird mit dem Nachweis für die SUSAN Hilfs- und Unterstützungssysteme (siehe unten) erbracht.

## **6. Druckentlastungsventile (PRV)**

Die PRV öffnen mit einer Verzögerungszeit von 30 Minuten nach dem SCRAM mit einer Auslösung über „Reaktordruck hoch“, damit die Druckentlastung des RDB eingeleitet wird. Grundsätzlich bleiben diese Ventile anschliessend offen und müssen nicht mehr bewegt werden. Zur auslegungsgemässen Funktion benötigen die PRV elektrischen Strom (elektrische Stellantriebe und die Leitechnik). Die anfänglich erforderliche Energieversorgung wird durch die SUSAN Hilfs- und Unterstützungssysteme bereit gestellt. Der Grenztragfähigkeitsnachweis wurde in Kapitel 4 erbracht. Für den weiteren Störfallablauf benötigen die PRV keine Hilfssysteme und sind damit für den zusätzlichen Nachweis nicht relevant.

## **7. Alternatives Niederdruckeinspeisesystem (ALPS).**

Das ALPS startet mit der Anregung „tiefer RDB Füllstand“ (Level 2) kurz nach der Reaktorschnellabschaltung. Es bleibt von diesem Zeitpunkt an in Betrieb. Damit der Betrieb gewährleistet ist, müssen die Motoren der Pumpe über die ganze Zeit mit elektrischem Strom versorgt werden. Die Aggregate (Motor und Pumpe) des Systems sind für den Dauerbetrieb ausgelegt. Die Armaturen des Systems werden nach Beginn des Einspeisens auslegungsgemäss nicht mehr bewegt. Die Stromversorgung des ALPS erfolgt über SUSAN Systeme. Der Grenztragfähigkeitsnachweis wurde in Kapitel 4 erbracht. Der Nachweis, dass während mindestens drei Tage genügend Strom für den Betrieb des Systems zur Verfügung steht, wird mit dem Nachweis für die SUSAN Hilfs- und Unterstützungssysteme (siehe unten) erbracht.

## **8. Toruskühlsystem (TCS)**

Das TCS startet mit der Anregung „tiefer RDB Füllstand“ (Level 2) kurz nach der Reaktorschnellabschaltung. Es bleibt von diesem Zeitpunkt an zur Sicherstellung der Nachzerfallswärmeabfuhr in Betrieb. Dazu müssen die Motoren der Pumpe über die ganze Zeit mit elektrischem Strom versorgt werden. Die Aggregate (Motor und Pumpe) des Systems, sind für den Dauerbetrieb ausgelegt. Die Armaturen des Systems werden, nach Beginn des Einspeisens auslegungsgemäss nicht mehr bewegt. Die Stromversorgung des TCS erfolgt über SUSAN Systeme. Der Grenztragfähigkeitsnachweis wurde in Kapitel 4 erbracht. Der Nachweis, dass während mindestens drei Tage genügend Strom für den Betrieb des Systems zur Verfügung steht, wird mit dem Nachweis für die SUSAN Hilfs- und Unterstützungssysteme (siehe unten) erbracht.

## **9. SUSAN Hilfs- und Unterstützungssysteme**

Der Grenztragfähigkeitsnachweis für die SUSAN Hilfs- und Unterstützungssysteme wurde in Kapitel 4 erbracht.

Das SUSAN Kühlwassersystem CWS startet mit der Anregung „tiefer RDB Füllstand“ (Level 2) kurz nach der Reaktorschnellabschaltung. Das CWS wird zur Sicherstellung der Nachzerfallswärmeabfuhr benötigt, da diese wird im TCS Wärmetauscher vom TCS an das Kühlwasser abgegeben. Weiter kühlt das CWS auch das ICWS, das insbesondere die Kühlung der Dieselgeneratoren sicherstellt. Der CWS Betrieb muss deshalb über die drei Tage sichergestellt sein. Dazu müssen die Motoren der Pumpe über die ganze Zeit mit elektrischem Strom versorgt werden, die Aggregate (Motor und Pumpe) des Systems, sind für den Dauerbetrieb ausgelegt. Die Armaturen des Systems werden nach Start des Systems auslegungsgemäss nicht mehr bewegt.



Das SUSAN Zwischenkühlwassersystem ICWS startet mit der Anregung „tiefer RDB Füllstand“ (Level 2) kurz nach der Reaktorschnellabschaltung. Es stellt die Kühlung des Dieselgenerators sicher. Der ICWS Betrieb muss deshalb über die drei Tage sichergestellt sein. Dazu müssen die Motoren der Pumpe über die ganze Zeit mit elektrischem Strom versorgt werden, die Aggregate (Motor und Pumpe) des Systems, sind für den Dauerbetrieb ausgelegt. Die Armaturen des Systems werden, nach Start des Systems auslegungsgemäss nicht mehr bewegt.

Die SUSAN Batterien stellen neben anderen Funktionen sicher, dass die SUSAN Leittechnik mit elektrischem Strom versorgt wird. Die Leittechnik ist erforderlich, damit die Dieselgeneratoren in Betrieb genommen werden können, wenn die SUSAN Hauptverteilungen bei Ausfall der externen Stromversorgung spannungslos werden. Die Leittechnik sorgt für die notwendigen Anregungen zum Start der Dieselgeneratoren. Die Batterien haben eine Autonomie von [REDACTED] [2]. Solange die Hauptverteilungen unter Spannung sind, werden die Batterien mit den Gleichrichtern im Schwebeladungszustand gehalten. Ein Spannungsabfall der Hauptverteilungen ist ein Anregekriterium für die Inbetriebnahme der Dieselgeneratoren.

Die SUSAN Dieselgeneratoren starten mit der Anregung „tiefer RDB Füllstand“ (Level 2) kurz nach der Reaktorschnellabschaltung oder beim Ausfall der externen Stromversorgung über „Spannungsverlust der Hauptverteilungen [REDACTED]“. Die zur Inbetriebnahme notwendige Leittechnik ist batteriegestützt. Die Grenztragfähigkeitsnachweise für diese Komponenten finden sich in Kapitel 4. Die beiden Dieselgeneratoren sind für den Dauerbetrieb ausgelegt. Begrenzend für die Einsatzdauer ist die Verfügbarkeit der Betriebsmittel (Dieselkraftstoff und Schmieröl). Für den Dieselkraftstoff hat jeder Dieselgenerator einen eigenen Betriebsbehälter mit einem nutzbaren Volumen von [REDACTED] oder [REDACTED] Dieselkraftstoff. Weiter steht ein Vorratsbehälter mit [REDACTED] oder [REDACTED] Dieselkraftstoff bereit.

Der spezifische Kraftstoffverbrauch für die im KKM eingesetzten Aggregate beträgt konservativ bestimmt [REDACTED]. Das ergibt bei einem Dauerbetrieb unter Vollastbedingungen [REDACTED] mit dem Dieselkraftstoff aus dem Betriebsbehälter eine Betriebsdauer von [REDACTED]. Wenn der Inhalt des Betriebsbehälters auf ein Minimum abgesunken ist, wird er automatisch vom Vorratsbehälter nachgefüllt. Administrativ ist sichergestellt, dass im Vorratsbehälter immer mindestens [REDACTED] Dieselkraftstoff vorhanden ist. Der Transfer erfolgt automatisch und für das Transfersystem vom Vorratsstank finden sich die Werte für die Grenztragfestigkeit in Tabelle A10 des Anhangs 1. Daraus ergibt sich eine weitere Betriebszeit von [REDACTED] für beide Dieselgeneratoren unter Vollastbedingungen. Die Dieselkraftstoffversorgung ist somit für [REDACTED] ohne Operateureingriff sichergestellt.

Zum Motorenölverbrauch des Dieselgenerators bestätigt der Lieferant der Dieselgeneratoren, dass im Dauerbetrieb der Motoröl Verbrauch [REDACTED] beträgt, was ohne Nachfüllen eine Betriebszeit von [REDACTED] ergibt (siehe Anhang 3).

## 5.2 Zur ausreichenden Kühlung der Brennelemente im Brennelementbecken während drei Tagen.

Aus den Aussagen in Kapitel 2.1.1.1a „Fuel Cladding Integrity [General Electric Company (GE) Fuel“ und Kapitel 2.1.1.3 „Reactor Vessel Water Level“ von [3] kann direkt abgeleitet werden, dass bei einem Wasserniveau über TAF immer eine ausreichende Kühlung der Brennelemente gewährleistet ist. Dies gilt auch für Brennelementen, die gerade die Unterkritikalität erreicht haben (maximale Nachzerfallswärme). Für den Auslegungsstörfall Erdbeben kann die Integrität der Dammsplatte nicht kreditiert werden (siehe Kapitel 4). In den Betriebszuständen C und D, in welchen die Dammsplatte eingesetzt ist, wird das zu einer Leckage in die Reaktorgrube und in das Einbautenbecken führen. In [4] wird gezeigt, dass dies zu einer Absenkung des Wasserspiegels im BEB um [REDACTED] auf [REDACTED] führt und die BE immer noch mit [REDACTED] überdeckt sind. In diesem Zustand ist ohne BEB Nachbespeisung und mit konservativen Annahmen eine ausreichende Kühlung für [REDACTED] gewährleistet. In [4] wird auch gezeigt, dass auch bei einem Absinken des Wasserspiegels auf [REDACTED], eine ausreichende Kühlung ohne Nachbespeisung für die drei Tage gewährleistet ist. Eine weitere Konservativität besteht darin, dass in [4] die Zeiten bis zum Erreichen der Oberkante des Brennelementes bestimmt werden während für die Kühlbarkeit eine Abdeckung bis TAF ausreichend ist.

### 5.3 Bewertung

In Kapitel 5.1 wurde nachgewiesen, dass alle erforderlichen Systemfunktionen für die Einhaltung der RDB Schutzsequenz während mindestens 72 Stunden ihre Aufgabe erfüllen. In Kapitel 5.2 wurde ein entsprechender Nachweis für das Brennelementbecken erbracht.

Damit ist nachgewiesen, dass die zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen für einen Zeitraum von mindestens drei Tagen zur Verfügung stehen und die Anlage für diesen Zeitraum in einem sicheren Zustand gehalten werden kann.

### 5.4 Referenzen zu Kapitel 5

- [1] Verfügung: Vorgehensvorgaben zur Überprüfung der Auslegung bezüglich Erdbeben und Überflutung. Verfügung des ENSI vom 1. April 2011.
- [2] BKW FMB Energie AG, Kernkraftwerk Mühleberg, SUSAN: Ermittlung der Entladezeit der Batterien im Anforderungsfall, HWE 09/2002, Revision 1.
- [3] NUREG-1433 Vol 2, Rev. 3.0 Standard Technical Specifications General Electric Plants, BWR/4.
- [4] Bericht zur Verfügung des ENSI vom 5. Mai 2011: Überprüfung der Auslegung der Brennelementlagerbecken, -gebäude und -kühlsysteme. AN-NT-2012/055.

## 6 Dosisnachweise

### 6.1 Bisheriger Dosisnachweis aus dem Sicherheitsbericht

Im aktuellen Sicherheitsbericht des KKM [1], der im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung PSÜ2010 der Aufsichtsbehörde zur Überprüfung eingereicht wurde, ist der Auslegungsstörfall Erdbeben in Kapitel 14.3.8 dokumentiert worden. Die Berechnung der Folgedosis für die Bevölkerung für diesen Störfall wurde gemäss den Vorgaben der Richtlinie ENSI-G14 durchgeführt [2]. Aufgrund der Ergebnisse der Grobprüfung der PSÜ2010 [3] wurden die Dosisberechnungen in der Zwischenzeit aufdatiert. Die neuen Ergebnisse sind zwei Aktennotizen dokumentiert [4, 5] und berücksichtigen die Kommentare des ENSI zur ursprünglich eingereichten Analyse.

Die radiologischen Auswirkungen eines Erdbebens wurden im Sicherheitsbericht konservativ als kombinierte Auswirkung der folgenden Ereignisse bestimmt:

- Versagen einer Abgasleitung
- Versagen eines Aktivkohlefilters
- Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus
- Bruch einer Speisewasserleitung innerhalb des Maschinenhaus

Mit diesen vier Beträgen ist das gesamte radioaktive Inventar, das bei Versagen von Komponenten im Maschinenhaus freigesetzt werden kann, abgedeckt. Das heisst insbesondere, dass die Analyse der radiologischen Auswirkungen auch bei dem in der vorliegenden Aktennotiz betrachteten Referenzerdbeben, das stärker als das Auslegungserdbeben in der ursprünglichen Analyse ist, gültig bleibt.

Für die Berechnungen wird von einer Iod Aktivität im Reaktorwasser welcher dem maximal zulässigen Grenzwert nach Technischer Spezifikation [6] entspricht ausgegangen. Die Iod Aktivität im Reaktorwasser geht massgeblich in die freigesetzte Aktivität und damit in die Dosisberechnungen ein.



In der Technischen Spezifikation werden zwei Werte unterschieden: der zeitlich unbegrenzt zulässige Grenzwert GW1 und der höhere, zeitlich nur für eine begrenzte Zeit von 10 Tagen zulässige Grenzwert GW2. Da der Grenzwert GW2 nur für eine begrenzte Zeit im Jahr zulässig ist, ist die Wahrscheinlichkeit, dass ein Erdbeben mit dem Erreichen des Grenzwertes GW2 zusammentrifft, entsprechend kleiner und es ergibt sich dementsprechend eine Einordnung in eine höhere Störfallkategorie. Konkret ergibt sich für ein Erdbeben, das mit einer Wahrscheinlichkeit von  $1E-4$  pro Jahr eintritt, unter Berücksichtigung eines Einzelfehlers gemäss ENSI-A01 [7] und der bedingten Wahrscheinlichkeit des Vorliegens des Grenzwertes GW2 eine Einordnung als auslegungsüberschreitendes Ereignis. Dementsprechend ist für diesen Fall kein Dosisgrenzwert gemäss Strahlenschutzverordnung [8] vorgeschrieben. Für den Fall eines Erdbebens, das Auftritt während der niedrigeren Grenzwert GW1 erreicht wird, ergibt sich entsprechend eine Einordnung in Störfallkategorie 3 und damit ein Dosisgrenzwert für die Bevölkerung von 100 mSv.

Gemäss ENSI-G14 sind die Dosisberechnungen jeweils separat für Erwachsene, Kinder und Kleinkinder durchzuführen. Für die oben genannten vier Fälle und folglich auch für die Summe der vier Fälle ergibt sich die höchste Folgedosis jeweils für die Gruppe der Kleinkinder. Für diese Gruppe ergibt sich für den Fall mit Grenzwert GW1 eine maximale Folgedosis von 0.12 mSv (bei einem Grenzwert von 100 mSv) und für den Fall mit Grenzwert GW2 eine maximale Folgedosis von 2.8 mSv (Für diesen auslegungsüberschreitenden Störfall, ist kein Grenzwert mehr einzuhalten, er liegt aber immer noch klar im unteren Bereich für die Störfallkategorie 3).

## 6.2 Ergänzende Überlegungen

Im Rahmen der Analysen zum externen Hochwasser [9], wurde zusätzlich eine Berechnung der zu erwartenden Folgedosis aufgrund der Freisetzung der Aktivität aus den Harzsammelbehältern im Aufbereitungsgebäude durchgeführt [10]. Ein Versagen dieser offenen Behälter wird nicht zu einer Freisetzung von Aktivität führen, da einerseits das Wasser in diesen Behältern kalt ist und daher nicht ausdampft und andererseits das austretende Wasser aus den Behältern durch in den Untergeschossen der Gebäude zurückhalten wird. In [10] wurde die Folgedosis bei Abgabe der gesamten Aktivität in die Aare für die Bevölkerung zu 0.3 mSv abgeschätzt. Wie schon im Überflutungsszenario ist es auch im hier betrachteten Erdbebenszenario sehr unwahrscheinlich, dass die gesamte Aktivität aus den Sammelbehältern in die Umgebung gelangt. Im Gegensatz zu den Folgedosen bei Leitungsbrüchen, wie sie in Kapitel 6.1 betrachtet wurden, sind aufgrund der unterschiedlichen Nuklide für diesen Fall Erwachsene und Jugendliche die Personengruppen mit den höchsten Folgedosen. Eine Aufsummierung der verschiedenen maximalen Beiträge resultiert daher in einer zusätzlichen Konservativität.

Zusätzlich wurde für das Erdbebenszenario auch die Folgedosis bei Versagen des Kaltkondensatbehälters abgeschätzt. Für die Analyse wird angenommen, dass der Kaltkondensatbehälter mit 1000 Mg Kondensat gefüllt ist. Dieser Wert ist grösser als die maximale Befüllmenge im Normalbetrieb. Die Aktivität im Kondensat entspricht der Aktivität im Speisewasser bzw. Frischdampf und ist deutlich kleiner als die Aktivität im Reaktorwasser. Die Aktivität im Kondensat ist in [1] für den Fall angegeben, dass im Reaktorwasser der maximal zulässige Grenzwert GW2 für I-131 erreicht wird. Aufgrund der Betriebsweise dauert es etwa drei Monate bis das Wasser im Kaltkondensatbehälter einmal vollständig umgesetzt wurde. Für einen solchen Zeitraum ist es aber nicht zulässig, die Anlage bei dem Grenzwert GW2 zu betreiben. Für einen Zeitraum von drei Monaten ist daher der Grenzwert GW1, der etwa um den Faktor 20 kleiner ist als der Grenzwert GW2, für die Aktivität im Kaltkondensatbehälter anzunehmen. Weiterhin wird die Aktivität der kurzlebigen Nuklide im Kaltkondensatbehälter aufgrund der Verweilzeit weitgehend abgeklungen sein. Berücksichtigt man diese betrieblichen Aspekte, so lässt sich die Aktivität, die sich unter konservativen betrieblichen Annahmen maximal im Kaltkondensatbehälter befinden kann, zu etwa  $2E11$  Bq abschätzen. Aktuell, das heisst im Normalbetrieb ohne Brennstoffschäden liegt die Aktivität im Kaltkondensatbehälter unterhalb der Nachweisgrenze. Vergleicht man diesen Wert mit der Aktivität in den Harzsammelbehältern, die in [10] untersucht wurden, so zeigt sich, dass die maximale Aktivität im Kaltkondensatbehälter über zwei Grössenordnungen kleiner ist. Ein möglicher Beitrag zur Folgedosis ist damit durch die Dosisabschätzung für die Harzbehälter abgedeckt.

Durch [10] sind somit sowohl die Behälter mit der grössten Aktivität als auch die Behälter mit dem grössten Volumen abgedeckt. Vor diesem Hintergrund ist eine weitere Betrachtung anderer Behälter nicht erforderlich. Dies betrifft insbesondere die Behälter des Radwaste und der Kondensatreinigungsanlage.

### 6.3 Zusammenfassende Bewertung der radiologischen Nachweise

Die bisherige radiologische Analyse für ein Auslegungserdbeben deckt auch hier betrachtete Referenzbeben ab. Die maximale Folgedosis für die am meisten betroffene Bevölkerungsgruppe (Kleinkinder) wird auf Basis der Vorgaben der aktuellen Richtlinie ENSI-G14 zu 2.8 mSv bestimmt.

Zusätzlich wurden weitere Abschätzungen zur maximalen Folgedosis bei Abgabe der in der Anlage vorhandenen Aktivitäten in verschiedenen Sammel- und Vorratsbehältern durchgeführt. Auch diese Abschätzungen beruhen auf Rechnungen nach ENSI-G14. Die getroffenen Annahmen enthalten sehr grosse Konservativitäten. Die ermittelte Dosis für die am meisten betroffene Bevölkerungsgruppe (Erwachsene) wird zu 0.3 mSv bestimmt.

Auch wenn beide Maximalwerte, die für verschiedene Bevölkerungsgruppen ermittelt wurden, addiert werden, ergibt sich ein Wert von 3.1 mSv, der weit unterhalb des Grenzwertes von 100 mSv gemäss StSV für Störfälle der Störfallkategorie 3 liegt. Bei dem Wert von 3.1 mSv ist weiter zu beachten, dass die Anfangsbedingungen für diesen Fall zu einer Einordnung des Störfalles als auslegungsüberschreitend führen. Für den entsprechenden Störfall der Störfallkategorie 3 ergibt sich eine maximale Folgedosis von 0.42 mSv.

### 6.4 Referenzen zu Kapitel 6

- [1] KKM Sicherheitsbericht 2010. Bericht 1 der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM PSÜ2010, Dezember 2010.
- [2] Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen. Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen ENSI – G14, Ausgabe Februar 2008, Revision 1 vom 21. Dezember 2009.
- [3] Ergebnisse der Grobprüfung der Unterlagen zur PSÜ KKM 2010. Aktennotiz ENSI 11/1453 vom 8. August 2011.
- [4] Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung des KKM nach Auslegungsstörfällen. AN-SU-2010/028 Rev. b.
- [5] Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung des KKM nach Auslegungsstörfällen, Teil 2. AN-SU-2010/064 Rev. b.
- [6] Technische Spezifikation. 3. Auflage, 05.06.1997.
- [7] Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse, ENSI-A01, Juli 2009.
- [8] Strahlenschutzverordnung (StSV) vom 22. Juni 1994 (Stand am 1. Januar 2012)
- [9] Deterministischer Nachweis zur Beherrschung des 10'000-jährlichen Hochwassers, AN-UM-2011/062, 30.06.2011.
- [10] Berechnung von Folgedosen aus externen Überflutungsszenarien, AN-SU-2011/053 Rev. a, 12.12.2011.
- [11] Folgedosis in der Umgebung des KKM bei Freisetzung von 1 Mg Frischdampf unter Störfallbedingungen, AN-SU-2011/045 Rev. a, 6.3.2012.

## 7 Zusammenfassung

Mit der vorliegenden Aktennotiz wird der deterministische Nachweis der Beherrschung des 10 000-jährlichen Erdbebens gemäss den Vorgaben aus der Verfügung des ENSI vom 1. April 2011 erbracht.

Dazu wurde in Kapitel 2 zunächst die Erdbebengefährdung für das zu betrachtende Referenzerebeben bestimmend. In Kapitel 3 wurden die erforderlichen Systemfunktionen und die resultierenden Schutzsequenzen für alle Anlagenzustände hergeleitet. Dort wurden auch die Akzeptanzkriterien und die daraus resultierenden Systemanforderungen, sowie die erforderlichen Auslösungen und Operateurhandlungen identifiziert. Für alle identifizierten Systeme, Strukturen und Komponenten wurde dann in Kapitel 4 die Grenztragfähigkeit nachgewiesen. Damit ist nachgewiesen, dass die Anlage nach einem Referenzerebeben in einen sicheren Zustand gebracht werden kann. In Kapitel 5 wird der Nachweis geführt, dass die erforderlichen Systeme über einen Zeitraum von 72 Stunden betrieben werden können. Damit wird der Nachweis erbracht, dass die Anlage mit den vorhandenen Ausrüstungen für die geforderten drei Tage in einem sicheren Zustand gehalten werden kann.

Kapitel 6 fasst schliesslich die bisherigen Berechnungen der Folgedosen zusammen und zeigt, dass die bisherigen Rechnungen auch für das Referenzerebeben gültig bleiben. In diesem Kapitel werden zusätzliche Abschätzungen für eine allfällige Abgabe von Radioaktivität aus Lagerbehältern mit kalten Medien angegeben. Diese Abschätzungen zeigen, dass solche Abgaben, die auch bei einem Referenzerebeben nicht zu erwarten sind, in nur geringen Folgedosen in der Umgebung resultieren würden.

Die maximale Folgedosis für ein Referenzerebeben der Störfallkategorie 3 wird zu 0.42 mSv bestimmt. Für den auslegungsüberschreitenden Fall ergibt sich eine maximale Folgedosis von 3.1 mSv. Die Vorgaben der Strahlenschutzverordnung werden daher mit grosser Marge eingehalten.

Für die Beherrschung eines Referenzerebens müssen die Operateure auf den tatsächlichen Anlagenzustand eingehen. Die grundlegenden Handlungen sind dabei auf die Sicherstellung der Kühlung des Reaktorkerns, die Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem Reaktorkern sowie die Aufrechterhaltung eines Wasserstandes im Brennelementbecken über TAF auszurichten. Wie in den Kapiteln 3 und 4 gezeigt wurde, sind aber zur Sicherstellung der Systemfunktionen keine Operateurhandlungen erforderlich.