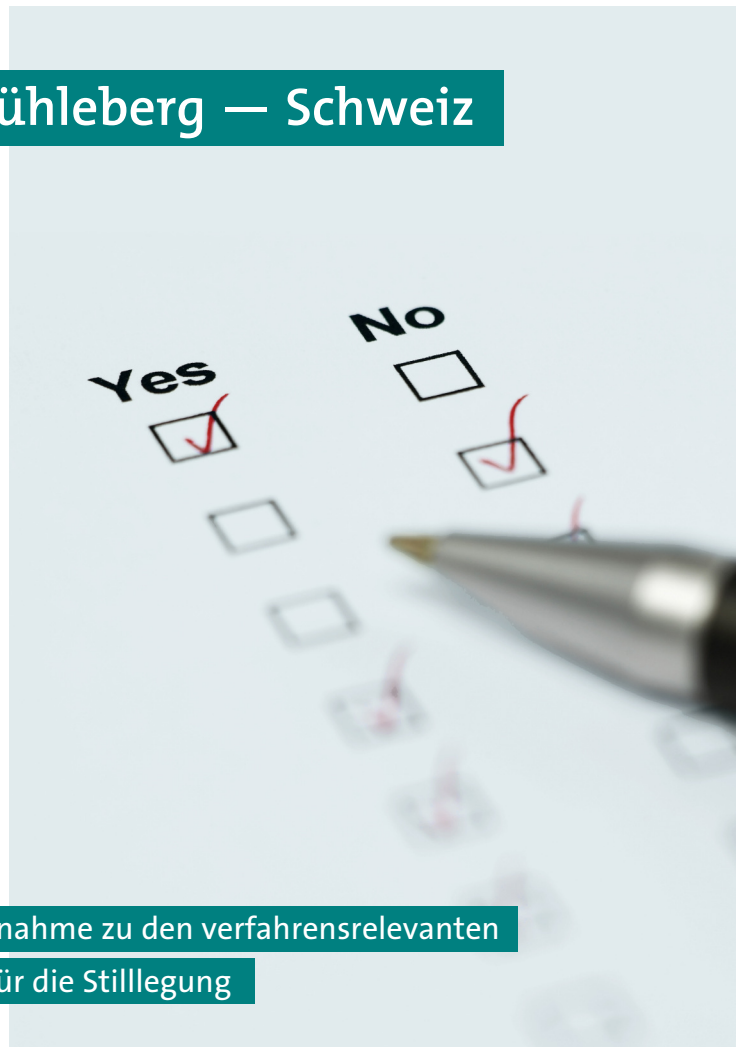


## KKW Mühleberg — Schweiz





## **KKW MÜHLEBERG – SCHWEIZ**

### Fachstellungnahme zu den verfahrensrelevanten Unterlagen für die Stilllegung

ENCO

Erstellt im Auftrag des  
Bundesministeriums für Land- und Forstwirtschaft,  
Umwelt und Wasserwirtschaft  
Abteilung I/6 Allgemeine Koordination von Nuklearangelegenheiten  
GZ BMLFUW.1.1.2/0008-I/6/2015



REPORT  
REP-0580

Wien 2016

**Projektleitung**

Franz Meister, Umweltbundesamt

**AutorInnen**

Bojan Tomic, ENCO

Ziva Bricman Rejc, ENCO

Oleksii Riabushkin, ENCO

**Review**

Helmut Hirsch, cervus nuclear consulting

**Übersetzung**

Ziva Bricman Rejc, ENCO

Erwin Frühwirt, ENCO

**Satz/Layout**

Elisabeth Riss, Umweltbundesamt

**Umschlagphoto**

© iStockphoto.com/imagestock

Diese Publikation wurde im Auftrag des Bundesministeriums für Land- und Forstwirtschaft, Umwelt und Wasserwirtschaft (Abteilung Allgemeine Koordination von Nuklearangelegenheiten) erstellt.

Weitere Informationen zu Umweltbundesamt-Publikationen unter: <http://www.umweltbundesamt.at/>

**Impressum**

Medieninhaber und Herausgeber: Umweltbundesamt GmbH  
Spittelauer Lände 5, 1090 Wien/Österreich

© Umweltbundesamt GmbH, Wien, 2016

Alle Rechte vorbehalten

ISBN 978-3-99004-393-6

# INHALT

	<b>ZUSAMMENFASSUNG</b> .....	<b>5</b>
	<b>SUMMARY</b> .....	<b>11</b>
<b>1</b>	<b>EINLEITUNG</b> .....	<b>17</b>
<b>2</b>	<b>ALLGEMEINER ÜBERBLICK ÜBER DIE DOKUMENTATION</b> .....	<b>18</b>
<b>3</b>	<b>DER STAND VON WISSENSCHAFT UND TECHNIK</b> .....	<b>20</b>
<b>3.1</b>	<b>Darstellung im Hauptbericht (bzw. in den ergänzenden Teilberichten)</b> .....	<b>20</b>
<b>3.2</b>	<b>Diskussion und Bewertung</b> .....	<b>20</b>
<b>3.3</b>	<b>Schlussforderungen, Fragen, Empfehlungen</b> .....	<b>20</b>
<b>4</b>	<b>BEURTEILUNG DER ANGEMESSENHEIT DES VORGESCHLAGENEN BEZUGSRAHMENS</b> .....	<b>21</b>
<b>4.1</b>	<b>Darstellung im Hauptbericht (bzw. in den ergänzenden Teilberichten)</b> .....	<b>21</b>
<b>4.2</b>	<b>Diskussion und Bewertung</b> .....	<b>24</b>
<b>4.3</b>	<b>Schlussforderungen, Fragen, Empfehlungen</b> .....	<b>24</b>
<b>5</b>	<b>STÖRFÄLLE UND UNFÄLLE</b> .....	<b>25</b>
<b>5.1</b>	<b>Darstellung im Hauptbericht (bzw. in den ergänzenden Teilberichten)</b> .....	<b>25</b>
<b>5.2</b>	<b>Diskussion und Bewertung</b> .....	<b>28</b>
<b>5.3</b>	<b>Schlussforderungen, Fragen, Empfehlungen</b> .....	<b>33</b>
<b>6</b>	<b>BEGRÜNDUNG DER BETROFFENHEIT ÖSTERREICHS</b> .....	<b>36</b>
<b>7</b>	<b>LITERATUR</b> .....	<b>37</b>
<b>8</b>	<b>GLOSSAR</b> .....	<b>39</b>
<b>9</b>	<b>ANNEX: FRAGEN BZW. EMPFEHLUNGEN</b> .....	<b>41</b>



## ZUSAMMENFASSUNG

### Einleitung

Das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) ist ein Siedewasserreaktor mit einer aktuellen elektrischen Bruttoleistung von 390 MW, der durch umfangreiche Nachrüstungen wiederholt erneuert wurde. Der Betreiber der Anlage, die BKW Energie AG (BKW), hat bereits im Oktober 2013 die Grundsatzentscheidung getroffen, den Leistungsbetrieb im Dezember 2019 zu beenden und im Anschluss das KKM endgültig außer Betrieb zu nehmen. Anschließend soll das KKM rückgebaut werden. Das dafür erforderliche Stilllegungsprojekt und ein Gesuch auf Anordnung der Stilllegung nach Art. 28 Kernenergiegesetz (KEG) wurden von BKW im Dezember 2015 beim zuständigen Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation (UVEK) in Bern eingereicht. Das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI prüft die sicherheitstechnischen Aspekte der Unterlagen und verfasst dazu ein Gutachten. Dieses wird voraussichtlich in der zweiten Hälfte 2017 vorliegen.

Die veröffentlichte Dokumentation zum Stilllegungsprojekt besteht aus einem Hauptbericht (Projektbeschreibung) und drei ergänzenden Teilberichten. Teilbericht 1 beschreibt die Störfallbetrachtungen und Notfallschutzmaßnahmen, Teilbericht 2 ist der Umweltverträglichkeitsbericht über die nichtnuklearen Auswirkungen der Stilllegungsarbeiten auf die Umwelt, Teilbericht 3 enthält öffentlich zugängliche Informationen zur Sicherung des KKM während der Stilllegung.

Die gegenständliche Fachstellungnahme soll insbesondere beurteilen, ob die Informationen im Stilllegungsbericht (und den ergänzenden Teilberichten) eine Beurteilung möglicher erheblich nachteiliger Auswirkungen auf Österreich erlauben.

### Allgemeiner Überblick über die Dokumentation

Aufbau und Inhalt der Dokumentation orientieren sich an den Anforderungen gemäß Art. 45 der Kernenergieverordnung (KEV). Die vorgelegte Dokumentation soll den Behörden erlauben festzustellen, ob das geplante Vorgehen zur Stilllegung gesetzeskonform und sicher ist. Die Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen ENSI-G17 des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats (ENSI) präzisiert die erforderlichen Inhalte in Art. 5.4.

Die von BKW vorgelegten Unterlagen decken alle durch die KEV und RL ENSI-G17 verlangten Inhalte ab.

### Der Stand von Wissenschaft und Technik

Richtlinie ENSI-G17 „Stilllegung von Kernanlagen“ bietet die Grundlage für die Planung und Durchführung der Stilllegung des KKM entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik. Ob die gegenständlichen Unterlagen diesen Anforderungen in vollem Umfang entsprechen, wird derzeit von ENSI geprüft. Das entsprechende Gutachten wird voraussichtlich in der zweiten Hälfte 2017 vorliegen.

## **Beurteilung der Angemessenheit des vorgeschlagenen Bezugsrahmens**

Der Stilllegungsprozess ist in der Dokumentation ausreichend definiert und beschrieben. Der gesamte Stilllegungsprozess umfasst 4 Phasen: die Vorbereitungsphase (von der Endgültigen Einstellung des Leistungsbetriebs, über die Etablierung des Technischen Nachbetriebs bis zur Endgültigen Außerbetriebnahme), die Stilllegungsphase 1 (Entfernung allen Kernbrennstoffs), die Stilllegungsphase 2 (Demontage und Transfer des restlichen Aktivitätsinventars) und die Stilllegungsphase 3 (bis zur Feststellung, dass die Anlage keine radiologische Gefahrenquelle mehr darstellt).

Die genauen Modalitäten des Transports der radioaktiven Abfällen sowie der abgebrannten Brennelemente vom KKM zur Zwischenlager Würenlingen AG (ZWILAG) werden in keinem Berichtsteil detailliert behandelt. Auch wenn Transporte in eigenen Verfahren behandelt werden, sind sie doch untrennbar mit dem Stilllegungsverfahren verbunden. Weiterhin ist zu bedenken, dass Unfallereignisse während des Transports, besonders Unfälle beim Transport der abgebrannten Brennelemente, zu nachteiligen radiologischen Auswirkungen auch auf Österreich führen können.

Es wird daher empfohlen, die Auswirkungen des Transports von radioaktiven Abfällen sowie von abgebrannten Brennelementen zu evaluieren bzw., falls diese Analysen schon durchgeführt wurden, die entsprechenden Ergebnisse zu präsentieren.

## **Störfälle und Unfälle**

### ***Brennelementlagerbecken Kühlsysteme***

Während der Phase der Etablierung des Technischen Nachbetriebs (Vorbereitungsphase) wird das Arbek-System („Autarke redundante Brennelementlagerbeckenkühlung“) installiert, das zur Erhöhung des Sicherheitsniveaus der Anlage gegenüber dem Nichtleistungsbetrieb beitragen soll. Mit dem Arbek-System wird die Kühlung der Brennelemente nach der Auslagerung aus dem Reaktor im Brennelementlagerbecken (BEB) sichergestellt.

Das „Spezielle Unabhängige System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme“ (SUSAN) wurde in die ursprüngliche KKM-Anlage integriert, um zusätzliche Möglichkeiten zur Abfuhr der Nachzerfallswärme zu bieten (auch für das Arbek System). Während des Stresstests wurde festgestellt, dass bei extremen Überflutungen der Anschluss an die Wärmesenke (den Aare Fluss) verloren gehen würde. Deshalb wurde zu einer alternative Wärmesenke geraten, die bereits im Jahr 2015 umgesetzt wurde. Diese alternative Wärmesenke wurde mit der Installation einer Aare-unabhängigen Kühlwasserversorgung aus dem Hochreservoir über das sanierte Grundwasser-Pumpwerk Rewag realisiert. Eine begleitende Maßnahme war weiterhin die strukturelle Verbesserung der Staumauer des oberhalb des KKM gelegenen Wasserkraftwerks Mühleberg, womit das KKM gegen 10E-04/Jahr Überflutungen geschützt wurde.

Die Vorbereitungsphase soll 9 Monate lang dauern, wobei sich der Brennstoff vom letzten Leistungsbetrieb noch immer im Reaktor befindet und die Nachzerfallswärme durch die bestehenden Nachwärmeabfuhrsysteme abgeführt wird. Die Lagerung des Brennstoffs im offenen Reaktorbehälter für eine solche Zeitperiode birgt ein Gefährdungspotential in sich, insbesondere in Bezug auf einen ebenso langen Betrieb der bestehenden Nachwärmeabfuhrsysteme.



*Wie wird der ordnungsgemäße Betrieb der bestehenden Systeme für die Nachwärmeabführung des Reaktorbehälters gewährleistet?*

*Wie lange wird während der mindestens 9 Monate dauernden Vorbereitungsphase der Reaktorbehälterdeckel geöffnet und der Reaktor geflutet bleiben?*

*Besteht eine Möglichkeit, die Brennelemente früher als nach 9 Monaten aus dem Reaktorbehälter zu entfernen? (Wie) würden sich dann die Ergebnisse der Deterministische Störfallanalyse (DSA) und Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) verändern (in Bezug auf die Nachzerfallswärme der Brennelemente)?*

### **Deterministische Störfallanalyse**

Die Ereignisse, die im Rahmen der Deterministischen Störfallanalyse (DSA) für die Stilllegung analysiert wurden, sind nur für die Stilllegungsphasen 1 und 2 relevant, in denen eine mögliche Gefahr für Emissionen radioaktiver Stoffe existiert. Für die Stilllegungsphase 3 gibt es keine Ereignisse, die zu Emissionen radioaktiver Stoffe führen könnten, weil es keine radiologische Gefahrquelle mehr gibt.

Die Ereignisse, bei denen eine mögliche Gefahr für Brennstoffschmelzeemissionen während der Vorbereitungsphase besteht, wurden im Bericht nicht behandelt, weil diese bereits mit der DSA für den Leistungsbetrieb abgedeckt wurden. Die Lagerung des Brennstoffs im offenen Reaktorbehälter während der Vorbereitungsphase stellt ein Gefährdungspotential dar, welches zu erheblichen nachteiligen grenzüberschreitenden Auswirkungen auf Österreich führen könnte. In diesem Zusammenhang erscheint ein Zugang zu den Ergebnissen zur DSA im Leistungsbetrieb erforderlich.

*Was sind die Ergebnisse der DSA im Leistungsbetrieb?*

In Rahmen der DSA für die Stilllegungsphasen 1 und 2 wurden 38 Ereignisse analysiert. Der Großteil der Ereignisse wird in einem ausreichenden Umfang beschrieben und evaluiert. Für jedes Ereignis erfolgt zuerst eine Gesamtbeschreibung, dann die Beschreibung der Relevanz (in welcher Stilllegungsphase das Ereignis relevant wird), Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien, die Technische und Radiologische Bewertung des Ereignisses, und zum Schluss ein allgemeines Fazit. Keines im Verlauf der DSA für die Stilllegungsphasen 1 und 2 analysierten Ereignisse kann erhebliche nachteilige grenzüberschreitende Auswirkungen auf Österreich haben.

Das Kapitel zum Thema Flugzeugabstürze enthält Unklarheiten. Die Schlussfolgerung am Ende dieses Abschnittes, dass für den Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude der Nachweis der Einhaltung der technischen und radiologischen Kriterien erbracht wurde, stimmt mit der technischen und radiologischen Bewertung in den Teilen davor, die sich auf einen Flugzeugabsturz auf das Maschinenhaus bezieht, nicht überein. Es wäre wünschenswert, wenn ein Ereignis „Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude“ für verschiedene Flugzeugkategorien (einschließlich einem großen Verkehrsflugzeug) untersucht werden würde.

Zu Erdbeben wird ausgeführt, dass das 10.000-jährige Erdbeben „nach gültiger Erdbebengefährdung“ zugrunde gelegt wird und Bauwerke, Systeme und Komponenten dies auch überstehen. Es wird nicht genauer erläutert, welchen Lastannahmen dieses 10.000-jährige Erdbeben entspricht. Insbesondere wäre von Interesse, ob dabei bereits die Ergebnisse des Pegasos Refinement Project Berücksichtigung fanden. Dies ist auch vor dem Hintergrund zu sehen, dass Erdbeben den dominanten Beitrag zur Fuel Damage Frequency (FDF) liefern.

*Welchen Lastannahmen entspricht dieses 10.000-jährige Erdbeben?*

*Werden dabei bereits die Ergebnisse des Pegasos Refinement Project berücksichtigt?*

Auf dieser Grundlage wäre eine Diskussion wünschenswert, inwieweit eine Beschleunigung der Verbringung der Brennelemente aus dem Reaktorgebäude Vorteile mit sich bringen kann. Sollte sich im Falle eines anzunehmenden Erdbebens, für welches die Anlage nicht ausgelegt ist, ein Ereignisablauf mit Freisetzung ergeben, so kann unter bestimmten Umständen eine Betroffenheit Österreichs nicht ausgeschlossen werden.

Vor dem Hintergrund nicht ausschließbarer externer Ereignisse (Erdbeben, Flugzeugabsturz) wären Szenarien beschleunigten Abtransportes der Brennelemente aus dem Brennelementlagerbecken ins ZWILAG zu entwerfen, so dass Ereignisse mit Freisetzungen, welche auch das Potential einer Beeinträchtigung Österreichs in sich bergen könnten, vermieden werden können.

*Welche Maßnahmen sind grundsätzlich möglich um den Zeitraum bis zur Brennstofffreiheit der Anlage verringern zu können?*

In der DSA wurden die Konsequenzen des Ereignisses „Absturz des Brennelementbehälters im Maschinenhaus“ nicht genügend evaluiert, sodass mögliche Auswirkungen auf Österreich zum gegenwärtigen Zeitpunkt nicht ausreichend abgeschätzt und beurteilt werden können. Dieses Szenario ist besonders für den Fall wichtig, wenn die Brennelemente früher aus dem Reaktor (bzw. Reaktorgebäude) entfernt werden, da dann die Nachzerfallswärme der Brennelemente höher wäre, als derzeit in den Analysen angenommen wird.

*Was sind die Konsequenzen dieses Ereignisses in der DSA im Leistungsbetrieb?*

*Wie würden sich die Konsequenzen dieses Ereignisses verändern, wenn die Brennelemente früher aus dem Reaktor (bzw. Reaktorgebäude) entfernt würden?*

### **Probabilistische Sicherheitsanalyse**

Die Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) wurde für die Stilllegungsphase 1 durchgeführt, in der sich noch Kernmaterialien in der Anlage befinden. PSA für die Vorbereitungsphase wurden im Bericht nicht erwähnt. PSA für die Stilllegungsphasen 2 und 3 sind nicht mehr erforderlich.

Das Stufe-1 PSA Modell wurde ausgehend vom bestehenden Stufe-1 PSA Modell für den Nichtleistungsbetrieb modifiziert. Ein neues Modell der Anlage mit besonderem Augenmerk auf das Brennelementlagerbecken (BEB) wurde aufgebaut. Die Modellierung der Gefährdung durch externe Ereignisse wird aus dem Stufe-1-PSA Modell für den Nichtleistungsbetrieb übernommen. Bei internen systemübergreifenden Ereignissen werden die Szenarien beibehalten, die zum Ausfall der BEB-Kühlung bzw. Nachspeisung führen. Bei Brand sollen die erhöhten Häufigkeiten der Ereignisse (z. B. durch Schweißarbeiten) berücksichtigt werden, indem dieselben Werte wie während der Arbeiten in der Jahresrevision verwendet werden.

Beim Übergang zur Stufe-2 wurden 6 Plant Damage States (PDS) definiert. Für die Stilllegungsphase 1 wurden dann ein komplettes Stufe-2 PSA Modell erstellt und die Risikokenngrößen bestimmt.

Die gesamte Brennstoffschadenshäufigkeit (Fuel Damage Frequency - FDF) wurde mit einem Wert in der Höhe von  $3,35E-06$ /Jahr berechnet. Der Hauptbeitrag zum Risiko wird durch Erdbeben verursacht (~ 85 %). Der zweithöchste Beitrag zum Risiko sind externe, nicht seismische Ereignisse (10 %), wobei dieser Wert durch eine auslegungsüberschreitende, externe Überflutung dominiert wird. Der dritthöchste Beitrag ist der Absturz des Brennelementbehälters auf die Brennelemente im BEB (~ 6 %).

In der Stufe-2 wurde das Risiko einer radioaktiven Freisetzung an die Umwelt bestimmt. Die Shutdown Large Early Release Frequency (SLERF) wird über die Cäsium-137 Freisetzung definiert und beträgt  $4,82E-07$ /Jahr. Die Large Release Frequency (LRF) beträgt  $1,04E-06$ /Jahr und der Total Risk of Activity Release (TRAR)  $4,18E+10$  Bq.

Die Ergebnisse des PSA Stufe-1 und Stufe-2 basieren auf konservativen Annahmen und stellen ebenfalls eine obere Grenze dar. So wird die berechnete Nachzerfallswärme nach einem Jahr als Konstante zugrunde gelegt, obwohl diese im Lauf der Stilllegungsphase 1 weiter abnimmt. Im Verlauf der Stilllegungsphase 1 nimmt das Risiko im übrigen aufgrund der Reduzierung der Wärmeleistung und des Aktivitätsinventars weiter deutlich ab.

Die Ergebnisse der PSA sind ohne Darstellung ihrer Unsicherheiten nur von begrenzter Aussagekraft. Dementsprechend fordert die ENSI-Richtlinie A06 eine angemessene Berücksichtigung der Unsicherheiten bei der Anwendung der PSA.

*Welche sind die 5%-, 50%- und 95%-Fraktile der FDF sowie der SLERF?*

*Sind die angegebenen Werte der FDF/SLERF die Mittelwerte oder die Medianwerte?*

In der PSA für die Stilllegung wurde nur die Stilllegungsphase 1 behandelt. Allerdings stellt die Lagerung des Brennstoffs im offenen Reaktorbehälter während der Vorbereitungsphase eine gewisse Gefährdung dar, die zu erheblichen nachteiligen grenzüberschreitenden Auswirkungen auf Österreich führen könnte.

*Was sind die Ergebnisse der PSA für die Vorbereitungsphase?*

***Transport der Abfälle vom KKM zur ZWILAG***

In der Schweiz sind der Bund, die Kantone und Gemeinden für den Notfallschutz außerhalb der Kraftwerke zuständig und die BKW ist als Eigentümer des KKM gesetzlich dazu verpflichtet, die radioaktiven Abfälle zu konditionieren. Im Bericht wird nicht ausreichend erklärt, wer für die Aufsicht beim Transport der Abfälle vom KKM zum ZWILAG verantwortlich ist und ob bzw. in welchen Verfahrensdokumentationen die Gefährdungen, die während des Transports auftreten können, analysiert wurden.

*Wer ist für die Aufsicht beim Transport der Abfälle vom KKM zur ZWILAG verantwortlich?*

*Wurden die Gefährdungen, die während des Transports auftreten können, analysiert?*

## SUMMARY

### Introduction

The Mühleberg nuclear power plant (KKM) is a power plant with a boiling water reactor with an installed capacity of 390 MW. The KKM has been repeatedly upgraded and renewed by several extensive retrofits. In October 2013 the operator of the plant, BKW Energy Ltd (BKW), decided to permanently shutdown the plant in December 2019 and to dismantle it. Pursuant to the Art. 28 of the Swiss Nuclear Energy Act, BKW submitted the Decommissioning project and the request for the decommissioning order to the Federal Department of the Environment, Transport, Energy and Communications in December 2015. The Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI started the review of the safety and technological aspects of the submitted documents and shall draw up an expert opinion. This document is expected to be available in the second half of 2017.

The documents of the decommissioning project consist of the main report (description of the project) and three supplemental reports. Supplemental report 1 contains the accident analysis and the accident management measures, supplemental report 2 contains the environmental impact assessment of the non-nuclear effects and supplemental report 3 contains the public accessible information on security during the decommissioning of the KKM.

The objective of this expert opinion is to assess whether the information provided in the main report on the decommissioning project (as well as in the supplemental reports) are sufficient to evaluate potential significant adverse impacts on Austrian.

### General overview of the documentation

The structure and the contents of the documentation follow the requirements of the Art. 45 of the Swiss Nuclear Energy Ordinance. The documentation submitted to the authorities should enable the determination whether the planned procedure of the decommissioning project is safe and whether it follows the legal acts. The directive for the Swiss nuclear facilities ENSI-G17, "Decommissioning of nuclear power plants", further specifies the requirements in Art. 5.4.

The documentation provided by BKW covers all of the requirements of the Swiss Nuclear Energy Ordinance as well as requirements of the ENSI-G17 directive.

### The state of the art

The directive ENSI-G17, "Decommissioning of nuclear power plants", provides the requirements for planning and implementation of the decommissioning of NPPs according to the current state of the art. Whether the submitted documentation regarding the decommissioning fully meets these requirements, is currently being examined by ENSI. The relevant expert opinion on the documentation is expected to be published in the second half of 2017.

### **Assessment of the appropriateness of the proposed framework**

The decommissioning project is adequately defined as well as described. The decommissioning project consists of four phases: the preparatory phase (from the final cessation of the power operation, over the establishment of the technical conditions of the post-shutdown operation, to the final shut-down of the plant), the decommissioning phase 1 (removal of all spent fuel from the plant), the decommissioning phase 2 (dismantling and removal of the remaining radioactive material) and the decommissioning phase 3 (up to the determination that the plant does not present any radiological threat to the environment).

The terms of the transportation of the radioactive waste as well as the spent fuel from the NPP to the temporary storage facility (Zwischenlager Würenlingen AG-ZWILAG) are not discussed in detail in any part of the documentation. Although the transportation of radioactive waste and spent fuel may be dealt with in separate processes, it is however closely connected to the decommissioning process, especially the accidents that may occur during the transportation of the spent fuel and may lead to adverse radiological impacts on the Austrian territory.

Therefore, it would be recommended to evaluate the consequences and the impact of the transportation of radioactive waste and spent fuel to the environment or, if the analyses have already been performed, to present the results.

### **Incidents and accidents**

#### ***Spent fuel pool cooling***

During the preparatory phase the Arbek system (Self-sufficient redundant spent fuel pool cooling system) will be installed to increase the safety of the NPP. With the implementation of the Arbek system proper cooling of the spent fuel pool will be ensured.

The Special independent system for decay heat removal (SUSAN - Spezielles Unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme) is integrated in the existing outlay of the NPP and provides additional possibilities for decay heat removal (also for the Arbek system). During the stress test it was determined, that in case of extreme flooding the connection of the SUSAN system to the ultimate heat sink (the Aare river) would be lost. Therefore, an implementation of an alternative ultimate heat sink was advised, which was realised in 2015. The alternative heat sink was established with the installation of the Aare-independent cooling water supply from the high reservoir through the renovated ground water pumping station Rewag. An accompanying measure was the structural improvement of the dam at the Mühleberg hydro power plant, making the KMM resistant against 10E-04/year flooding.

The preparatory phase is supposed to last for about 9 months, during which the fuel from the last operating period will still be located in the reactor and the decay heat will be removed by the existing systems for heat removal. Storage of the fuel in an open reactor vessel for such a period of time presents a potential threat, especially regarding the long operation of the systems for decay heat removal.

*How will the proper operation of the existing systems for decay heat removal from the reactor be ensured?*

*For how long during this 9-month period will the reactor vessel be open and the reactor cavity flooded?*

*Is there a possibility of an earlier removal of the fuel from the reactor vessel? (How) would the results of the Deterministic and the Probabilistic safety analysis change (with regard to the higher decay heat)?*

### **Deterministic Safety Analysis**

The events, which were analysed in the scope of Deterministic Safety Analysis (DSA), are relevant only for decommissioning phases 1 and 2, where a threat of radioactive releases exists. During the decommissioning phase 3 there are no radioactive materials present at the plant, therefore no event that could lead to radioactive releases exists.

The events that could lead to fuel damage or to radioactive releases during the preparatory phase are not discussed in the documents, as this phase is covered with the DSA for the plant shutdown operating state. Storage of the fuel in an open reactor vessel for such a long time (9 months) presents a potential threat, which could lead to an adverse radiological impact on the Austrian territory. Therefore, the access to the results of DSA for the plant shutdown operating state is necessary.

*What are the results of the DSA for the plant shutdown operating state?*

There are 38 events analysed in the scope of DSA for decommissioning phases 1 and 2. Most of the events are properly described and evaluated. For every event there is an overall description given, its relevance (in which decommissioning phase the event is applicable), the probability, classification and the measurement criteria, then the technical and radiological evaluation of the consequences of the event are given, and finally a general conclusion is presented. None of the analysed events for decommissioning phases 1 and 2 can lead to an adverse radiological impact on the Austrian territory.

The section describing aircraft crashes is unclear. The conclusion in the end of the section contains information regarding the aircraft crash on the reactor building, which is not in compliance with the technical and radiological evaluation of the event presented above the conclusion, which corresponds to the event of an aircraft crash on the machine hall. It would be desirable, if also the event "aircraft crash on the reactor building" for different aircraft categories (including a large commercial aircraft) could be investigated and the results presented.

For the earthquake it is stated, that the 10,000-year earthquake according to the applicable seismic standards is chosen as design basis for Structures, Systems and Components. However, it is not explained, which seismic loads correspond to this 10,000-year earthquake. It would also be desirable to know, whether the results of the Pegasos Refinement Project have thereby been considered. It should be noted that the earthquakes present the dominant contribution to the Fuel Damage Frequency (FDF).

*Which seismic loads correspond to this 10,000-year earthquake?*

*Are the results of the Pegasus Refinement Project already considered?*

On this basis a discussion would be desirable, to what extent an earlier removal of the spent fuel out of the reactor building brings advantages. An anticipated earthquake, for which the plant is not designed for, can lead to an event resulting in radioactivity releases to the environment, where under certain circumstances an impact on Austrian territory cannot be excluded.

Some external events (earthquake, aircraft crash) cannot be excluded. On this basis it would be desirable, if the scenarios of an accelerated transfer of the spent fuel to ZWILAG could be considered, to avoid the events, which may lead to radioactivity releases that may also impact the Austrian territory.

*Which additional measures are possible to shorten the period of time until all of the spent fuel is removed from the plant?*

The event “Drop of the container with spent fuel in the machine hall” is not sufficiently described. Therefore, the potential risk for the Austrian territory cannot be properly evaluated. The event is especially important for the case, when the spent fuel is removed from the reactor vessel earlier than currently proposed, where the decay heat is higher than the one taken into consideration during the analyses. This event is covered with the DSA for the plant shutdown operating state and the results are not presented in the supplemental report on accident analysis.

*What are the results of this event within the DSA for the plant shutdown operating state?*

*How would the consequences for this event change, if the spent fuel is removed from the reactor vessel earlier?*

### **Probabilistic Safety Analysis**

The probabilistic safety analysis (PSA) is applied only for the decommissioning phase 1, where the spent fuel is still located at the plant. A PSA for the preparatory phase is not mentioned in the report. PSA for decommissioning phases 2 and 3 is not applicable.

The PSA level-1 model is based on the existing level-1 model for the plant shutdown operating state. A new PSA model has been built with special emphasis on the spent fuel pool. The considered external events are the same. For the internal events those scenarios are considered, where the spent fuel pool cooling or the spent fuel pool backfeeding are lost. For fire events the highest event frequency is considered.

At the transition to PSA level-2, there are 6 Plant damage states (PDS) defined. From there on a complete level-2 PSA model has been built and the risks evaluated.

The total Fuel Damage Frequency (FDF) is calculated as 3.35E-06/year. The main contribution to the risk is from earthquakes (~85%). The second highest contribution is from external non seismic events (10%); it is dominated by be-



yond design basis flooding. The third highest contribution is from the event “Drop of the container with spent fuel to the spent fuel elements in the spent fuel pool” (~6%).

Within PSA level-2 the risk of radioactive releases to the environment is evaluated. The Shutdown Large Early Release Frequency (SLERF) is defined according to the release of Cs-137 and it equals  $4.82E-07$ /year. The Large Release Frequency is  $1.04E-06$ /year and the Total Risk of Activity Release (TRAR) is  $4.18E+10$  Bq.

The results of PSA level-1 and level-2 model are based on conservative values and present the upper limit. For example the decay heat is considered constant with time although it continues to decrease during the whole decommissioning phase 1. Consequently during the decommissioning phase 1 also the risk decreases.

The results of the PSA are presented without their uncertainties. According to the ENSI directive A06 also the uncertainties should be considered for proper application of the PSA.

*What are the 5%- 50%- and 95% fractiles of the FDF and the SLERF?*

*Are the stated values of FDF/SLERF the mean or the median values?*

In the documents only the PSA for decommissioning phase 1 is considered. However, storage of the fuel in an open reactor vessel during the preparatory phase presents a potential threat, which could lead to an adverse radiological impact on the Austrian territory.

*What are the results of the PSA for the preparatory phase?*

### **Transport of radioactive waste from KKM to ZWILAG**

In Switzerland the federal government, the cantons and the municipalities are responsible for emergency protection beyond NPP sites and BKW, as the operator of KKM, is legally responsible for the radioactive waste. In the documents it is not adequately explained, who is responsible for the supervision of the transport of radioactive waste from KKM to ZWILAG and whether or in what procedures the hazards that may occur during the transport were analysed.

*Who is responsible for supervising the transport of radioactive waste from KKM to ZWILAG?*

*Were the hazards that may occur during the transport analysed?*



# 1 EINLEITUNG

Das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) an der Aare bei Bern ist das zweitälteste Kernkraftwerk in der Schweiz (Inbetriebnahme 1972). Das KKM ist ein Siedewasserreaktor mit einer aktuellen elektrischen Bruttoleistung von 390 MW, der durch umfangreiche Nachrüstungen wiederholt erneuert wurde. Der Betreiber der Anlage, die BKW Energie AG (BKW), hat bereits im Oktober 2013 die Grundsatzentscheidung getroffen, den Leistungsbetrieb im Dezember 2019 zu beenden und im Anschluss das KKM endgültig außer Betrieb zu nehmen. Anschließend soll das KKM rückgebaut werden. Das dafür erforderliche Stilllegungsprojekt und ein Gesuch auf Anordnung der Stilllegung nach Art. 28 Kernenergiegesetz (KEG) wurde von BKW im Dezember 2015 beim zuständigen Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation (UVEK) in Bern eingereicht (Bkw 2015a). Das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI prüft die sicherheitstechnischen Aspekte der Unterlagen und verfasst dazu ein Gutachten. Dieses wird voraussichtlich in der zweiten Hälfte 2017 vorliegen.

Die Projektunterlagen zur Stilllegung des KKM wurden für den Zeitraum von 4. April 2016 bis 3. Mai 2016 öffentlich aufgelegt und auf der Website des Bundesamts für Energie (BFE) veröffentlicht.

Die veröffentlichte Dokumentation zum Stilllegungsprojekt besteht aus einem Hauptbericht (Projektbeschreibung) und drei ergänzenden Teilberichten. Teilbericht 1 beschreibt die Störfallbetrachtungen und Notfallschutzmaßnahmen, Teilbericht 2 ist der Umweltverträglichkeitsbericht über die nichtnuklearen Auswirkungen der Stilllegungsarbeiten auf die Umwelt, Teilbericht 3 enthält öffentlich zugängliche Informationen zur Sicherung des KKM während der Stilllegung.

Die Stilllegung des KKM, insbesondere die Lagerung der abgebrannten Brennelemente, kann auch grenzüberschreitende Auswirkungen haben. Daher ist das Ziel der österreichischen Verfahrensbeteiligung, Empfehlungen zur Minimierung (im optimalen Falle Eliminierung) möglicher erheblich nachteiliger Auswirkungen auf Österreich zu formulieren.

Die gegenständliche Fachstellungnahme soll insbesondere beurteilen, ob die Informationen im Stilllegungsbericht (und den ergänzenden Teilberichten) eine Beurteilung möglicher erheblich nachteiliger Auswirkungen auf Österreich erlauben (Ergreifen von Maßnahmen entsprechend dem österreichspezifischen Maßnahmenkatalog des Gesamtstaatlichen Interventionsplans für radiologische Notstandssituationen – Zwischenfälle in kerntechnischen Anlagen).

## 2 ALLGEMEINER ÜBERBLICK ÜBER DIE DOKUMENTATION

Dieses Kapitel enthält einen allgemeinen Überblick über die aufgelegten Unterlagen zum gegenständlichen Stilllegungsprojekt von BKW.

Die veröffentlichte Dokumentation zum Stilllegungsprojekt besteht aus einem Hauptbericht (Projektbeschreibung; Bkw 2016a) und drei ergänzenden Teilberichten. Teilbericht 1 (Bkw 2016b) beschreibt die Störfallbetrachtungen und Notfallschutzmaßnahmen, Teilbericht 2 (Bkw 2015b) ist der Umweltverträglichkeitsbericht über die nichtnuklearen Auswirkungen der Stilllegungsarbeiten auf die Umwelt, Teilbericht 3 (Bkw 2016c) enthält die öffentlich zugänglichen Informationen zur Sicherung des KKM während der Stilllegung.

Aufbau und Inhalt der Dokumentation orientieren sich an den Anforderungen gemäß Art. 45 der Kernenergieverordnung KEV (SCHWEIZERISCHER BUNDESRAT 2012). Die vorgelegte Dokumentation soll den Behörden erlauben festzustellen, ob das geplante Vorgehen zur Stilllegung gesetzeskonform und sicher ist.

Gemäß Art. 45 KEV sind folgende Unterlagen für ein Stilllegungsprojekt einzureichen:

- a. die Gegenüberstellung verschiedener Varianten der Phasen, des Zeitplans der Stilllegungsarbeiten und des zu erwartenden Endzustandes sowie die Begründung der gewählten Variante;
- b. die Darlegung der einzelnen Arbeitsschritte und der dafür benötigten Mittel, namentlich die Ermittlung des radiologischen Zustandes der Anlage, die Demontage, Zerlegung und Dekontamination der Einrichtungen, die Dekontamination und der Abbruch von Gebäuden;
- c. das Vorgehen zur Trennung der radioaktiven von den nicht radioaktiven Abfällen und die Entsorgung der radioaktiven Abfälle;
- d. die Massnahmen zum radiologischen Schutz der Arbeitnehmenden und zur Vermeidung der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung;
- e. die Sicherungsmassnahmen;
- f. Störfallbetrachtungen, namentlich die Ermittlung der möglichen Störfälle bei der Stilllegung, die Abschätzung der Häufigkeit und der radiologischen Auswirkungen der Störfälle sowie die Gegenmassnahmen und allfälligen Notfallschutzmassnahmen;
- g. den Nachweis für die Bereitstellung des für die Durchführung und die Überwachung der Stilllegungsarbeiten erforderlichen geeigneten und fachlich ausgewiesenen Personals in genügender Zahl sowie einer geeigneten Organisationsstruktur mit klarer Zuweisung der Verantwortlichkeiten;
- h. das Qualitätsmanagementprogramm;
- i. den Umweltverträglichkeitsbericht;
- j. die Zusammenstellung sämtlicher aus der Stilllegung anfallender Kosten, inklusive für die Entsorgung der radioaktiven und nicht radioaktiven Abfälle und die Sicherstellung der Finanzierung.

Die Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen ENSI-G17 (ENSI 2014) des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats ENSI präzisiert die erforderlichen Inhalte in Art. 5.4.

Die von BKW vorgelegten Unterlagen decken alle durch die KEV und RL ENSI-G17 verlangten Inhalte ab. Auffallend ist allerdings, dass der UVB nur die nicht-nuklearen Auswirkungen der Stilllegungsarbeiten auf die Umwelt beinhaltet. Zurückzuführen ist dies auf eine Besonderheit des schweizerischen UVP Verfahrens, da Art. 3 des Umweltschutzgesetzes (USG, SCHWEIZERISCHER BUNDESRAT 2015) festlegt, dass für radioaktive Stoffe und ionisierende Strahlen die Strahlenschutz- und die Atomgesetzgebung gelten. Die Thematik wird zwar in zwei Kapiteln des Hauptberichts behandelt, allerdings wäre eine vertiefende Betrachtung im Verlauf der UVP empfehlenswert. Da das gegenständliche Verfahren von der Schweiz nicht als Espoo-Verfahren gesehen wird, ist dies allerdings als rein Schweizerische Problematik zu betrachten.

### **3 DER STAND VON WISSENSCHAFT UND TECHNIK**

In diesem Kapitel wird überprüft, ob die in den aufgelegten Unterlagen enthaltenen Informationen dem Stand von Wissenschaft und Technik in Bezug auf kern-technische Anlagen entsprechen. Die relevanten Dokumente der IAEO und WENRA werden hier berücksichtigt.

#### **3.1 Darstellung im Hauptbericht und in den ergänzenden Teilberichten**

Die von BKW eingereichten Unterlagen wurden auf Grundlage von Art. 45 KEV und Art. 5.4 der Richtlinie ENSI-G17 erstellt. Die Richtlinie ENSI-G17 präzisiert die im Kernenergiegesetz vom 21. März 2003 (KEG; SR 732.1) und in der Kernenergieverordnung vom 10. Dezember 2004 (KEV; SR 732.11) enthaltenen Bestimmungen zur Stilllegung. Sie regelt auch die detaillierten Anforderungen an die Gesuchsunterlagen für die Stilllegung.

In den Erläuterungen zu Richtlinie ENSI-G17 wird folgendes dargestellt: „Die Schweiz hat sich verpflichtet, die Anforderungen der WENRA umzusetzen. Der Detaillierungsgrad der WENRA-Anforderungen übersteigt diejenigen vom KEG und von der KEV, weshalb sich deren Umsetzung in Form einer ENSI-Richtlinie anbietet.“ In weiterer Folge werden eine Anzahl von, für die Richtlinie relevanten, IAEA Safety Standards aufgelistet. Zusätzlich gibt es noch eine detaillierte Erklärung dahingehend, dass die WENRA Reference Levels für die Aufsichtstätigkeit des ENSI den gleichen Status wie die IAEA-Empfehlungen haben und daher prinzipiell für die Richtlinie relevant sind. Durch die Richtlinie G17 „Stilllegung von Kernanlagen“ erfolgt, laut ENSI, zu einem großen Teil die Korrektur der in einem Benchmarking-Verfahren durch Vertreter der WENRA-Mitgliedsstaaten identifizierten Defizite im schweizerischen Regelwerk.

#### **3.2 Diskussion und Bewertung**

Richtlinie ENSI-G17 bietet die Grundlage für eine Planung und Durchführung der Stilllegung des KKM entsprechend letztem Stand von Wissenschaft und Technik. Ob die gegenständlichen Unterlagen diesen Anforderungen in vollem Umfang entsprechen, wird derzeit vom ENSI geprüft. Das entsprechende Gutachten wird voraussichtlich in der zweiten Hälfte 2017 vorliegen.

#### **3.3 Schlussforderungen, Fragen, Empfehlungen**

In diesem Bereich gibt es keine Fragen und Empfehlungen.

## 4 BEURTEILUNG DER ANGEMESSENHEIT DES VORGESCHLAGENEN BEZUGSRAHMENS

### 4.1 Darstellung im Hauptbericht und in den ergänzenden Teilberichten

Die Haupttätigkeiten der Stilllegung sind die Planung, die Definition des Technischen Nachbetriebs und des Rückbaubetriebs, die Demontagearbeiten sowie die Materialbehandlung und Entsorgung. Für die Stilllegung des KKM wurde der direkte Rückbau nach Beendigung des Leistungsbetriebs ausgewählt. Hierbei wird der Kernbrennstoff, der sich noch in der Anlage befindet, durch Verbringung in eine andere Kernanlage entfernt. Im Verlauf der Rückbautätigkeiten wird das gesamte radioaktive Material aus der Anlage entfernt, konditioniert und nach einer Zwischen- bzw. Abklinglagerung, oder, falls möglich, direkt, einem geologischen Tiefenlager zugeführt. Der direkte Rückbau endet mit der Feststellung, dass die Anlage keine radiologische Gefahrenquelle mehr darstellt.

Kapitel 3 des Hauptberichts umfasst die Grundlagen für die Anordnung der Stilllegung. Die Stilllegung umfasst drei Phasen. Die Meilensteine, welche die Start- und Endpunkte der jeweiligen Stilllegungsphasen bestimmen, wurden an den grundlegenden Schutzziele zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit ausgerichtet:

- Kontrolle der Reaktivität;
- Kühlung der Brennelemente;
- Einschluss radioaktiver Stoffe;
- Begrenzung der Strahlenexposition.

Vor der Stilllegungsphase 1 erstreckt sich der vom Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) verfügte Technische Nachbetrieb (die Vorbereitungsphase). Hier werden sowohl die sicherheitstechnischen als auch die organisatorischen Voraussetzungen für die Durchführung der Stilllegung geschaffen. Die Vorbereitungsphase beginnt mit der Endgültigen Einstellung des Leistungsbetriebs (EELB) voraussichtlich Ende 2019 und schließt mit der Endgültigen Außerbetriebnahme (EABN). In dieser Phase wird die autarke redundante Brennelementlagerbeckenkühlung (Arbek) installiert.

Dann beginnt die **Stilllegungsphase 1**. Zu diesem Zeitpunkt sind alle Brennelemente (BE) in das Brennelementlagerbecken (BEB) transferiert. Das Gefährdungspotential der Anlage ist in dieser Phase deutlich geringer als im Leistungsbetrieb. Die BE werden in mehreren, zeitlich gestaffelten Transportkampagnen von der Anlage transferiert. Wenn der gesamte Kernbrennstoff vom KKM entfernt wurde, endet die Stilllegungsphase 1.

Während der **Stilllegungsphase 2** werden die Reste des in der Anlage befindlichen Aktivitätsinventars demontiert und transferiert (z. B. Demontage des Reaktordruckbehälters, des oberen Teils des Biologischen Schilts, Einrichtung des Drywell, Transfer der konditionierten radioaktiven Abfälle). Zum Ende der Stilllegungsphase 2 sind alle radiologischen Gefahrenquellen aus der Anlage entfernt und die Freimessung sowie die Aufhebung der Kontrollierten Zonen sind erfolgt.

Die **Stilllegungsphase 3** beginnt nach der Aufhebung der Kontrollierten Zonen und der abgeschlossenen beweissichernden Messungen auf dem Areal. Die Phase endet mit der Feststellung der Behörde, dass die Anlage keine radiologische Gefahrenquelle mehr darstellt und dass keine Ereignisse existieren, die eine erhöhte Radioaktivität in der Umwelt bewirken können. Abbildung 4-1 (entsprechend Abbildung 7-1 im Hauptbericht) zeigt den Rahmenterminplan der Stilllegung.

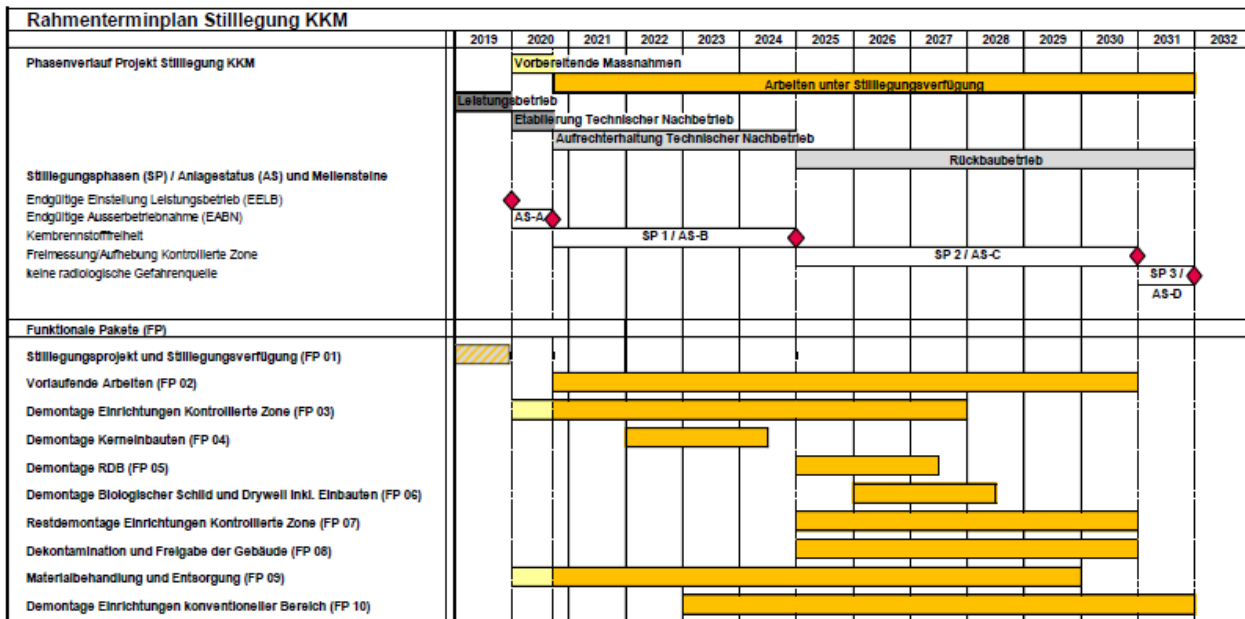


Abb. 4-1: Rahmenterminplan Stilllegung KKM

Bei der Ausführungsplanung der Stilllegung sollen Strahlenschutz, Brandschutz, Arbeitssicherheit, Unfallverhütung und Gesundheitsschutz sowie Umweltschutz berücksichtigt werden, um entsprechende Massnahmen festlegen zu können. Die notwendigen Systeme zur Erfüllung der grundlegenden Schutzziele werden über alle drei Stilllegungsphasen in Betrieb sein. Die obsolet gewordenen Systeme werden außer Betrieb genommen und von den in Betrieb bleibenden Systemen zu trennen sein.

Für die Stilllegung wurden die Limits für die Abgabe radioaktiver Stoffe (über den Hochkamin, mit dem Abwasser, von Radioaktivität und Direktstrahlung) wegen des signifikanten radioaktiven Zerfalls einiger relevanter Nuklide (Jod) neudefiniert. Obwohl sich während der Stilllegung das gesamte Radioaktivitätsinventar der Anlage verringert, ist dem Freisetzungspotential durch Stilllegungsarbeiten Rechnung zu tragen. Dies betrifft vor allem die Abgaben mit dem Abwasser und die Aerosole hinsichtlich des Abluftpfads.

Die Direktstrahlung ausserhalb des Areals ist so zu begrenzen, dass die zulässigen Ortsdosen in Wohn-, Aufenthalts- und Arbeitsräumen 1 mSv/Jahr und in anderen Bereichen 5 mSv/Jahr weiterhin unterschritten werden. Die radiologischen Auswirkungen auf die Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks werden durch Messungen und Proben im Rahmen eines Umgebungsüberwachungsprogramms erfasst. Die Aufgaben der Umgebungsüberwachung seitens KKM sind die Überwachung der Direktstrahlung (Gamma-Direktstrahlung) und die Überwachung der Aktivitätsimmission in der Umgebung und auf dem Areal.



Die radioaktiven Abfälle werden im Leistungsbetrieb, dem Technischen Nachbetrieb und dem Rückbaubetrieb sowie der Stilllegung produziert. Die BKW ist als Eigentümer der KKM gesetzlich verpflichtet, die radioaktiven Abfälle so zu konditionieren, dass die resultierenden Abfallprodukte ohne Eingriffe in ihre Integrität gehandhabt und den weiteren Entsorgungsschritten Transport, Zwischenlagerung und geologischer Tiefenlagerung zugeführt werden können.

Während der Stilllegungsarbeiten werden Gebinde und Transportbehältnisse auf dem Areal des KKM im kraftwerkseigenen Zwischenlager temporär verwahrt. Zusätzlich werden weitere temporäre Pufferflächen innerhalb der Kontrollierten Zone vorgesehen. Die radioaktiven Abfälle werden dann vom KKM in die Anlagen des Zentralen Zwischenlagers (ZWILAG) transportiert und dort zwischengelagert, bis sie in ein geologisches Tiefenlager (gTL) eingelagert werden können (ab 2050 erwartet). Die großen Einzelkomponenten werden zur Zerlegung und weiteren Behandlung mit dem Ziel der Freigabe vom Areal transportiert (z. B. zum Einschmelzen). Die dabei entstehenden radioaktiven Abfälle müssen dann zurückgenommen werden (Konditionierung in den Anlagen der ZWILAG oder im KKM).

Die ausgedienten Brennelemente sollen möglichst früh aus dem Brennelementlagerbecken zur ZWILAG verbracht und dort in Lagerbehältern gelagert werden. Abbildung 4-2 (entsprechend Abbildung 8-1 im Hauptbericht) zeigt den Ablauf der geplanten Brennelementtransporte.



Abb. 4-2: Schematischer Ablauf geplanter Brennelementtransporte

Bei Teilbericht 2 handelt es sich um den Umweltverträglichkeitsbericht (UVB). Der UVB behandelt den ganzen Stilllegungsprozess, von Ende 2019 (EELB) bis 2031 (wenn das KKM keine radiologische Gefahrenquelle mehr darstellt). Die UVP betrachtet die nichtnuklearen Auswirkungen der Stilllegungsarbeiten auf die Umwelt (Luft, Lärm, Grundwasser, Oberflächengewässer und aquatische Ökosysteme, Entwässerung, Boden, Altlasten, Flora/Fauna/Lebensräume, Störfallvorsorge-nicht nuklearer Teil, Landschaft und Ortsbild, usw.).

## 4.2 Diskussion und Bewertung

Der gesamte Stilllegungsprozess umfasst 4 Phasen: die Vorbereitungsphase (von der Endgültigen Einstellung Leistungsbetrieb, über die Etablierung des Technischen Nachbetriebs bis zur Endgültigen Außerbetriebnahme), die Stilllegungsphase 1 (Entfernung allen Kernbrennstoffs von KKM), die Stilllegungsphase 2 (Demontage und Transfer des Restes von Aktivitätsinventar) und die Stilllegungsphase 3 (bis zur Feststellung, dass die Anlage keine radiologische Gefahrenquelle mehr darstellt). Die Vorbereitungsphase ist formal nicht Teil des Stilllegungsprojektes, ist aber untrennbar mit diesem verbunden. Daher wurde sie auch in den Berichten behandelt.

Der Prozess ist ausreichend definiert und beschrieben, inklusive der zeitlichen Planung und des Ablaufs der Stilllegung, der Beschreibung der Arbeitsschritte der Stilllegung, der Beschreibung der Maßnahmen zum radiologischen Schutz, des Technischen Nachbetriebs und des Rückbaubetriebs, der Sicherungsmaßnahmen, der menschlichen und organisatorische Faktoren, des Qualitätsmanagementprogramms und der Kosten und Finanzierung. (Die Stör- und Unfälle werden separat im Kapitel 5 dieses Berichts evaluiert).

Teilbericht 2 (Umweltverträglichkeitsbericht) umfasst nur die nichtnuklearen Auswirkungen der Stilllegungsarbeiten auf die Umwelt. Grund dafür ist die Schweizerische Gesetzgebung, die in Art. 3 des Umweltschutzgesetzes (SCHWEIZERISCHER BUNDESRAT 2015) festhält, dass für ionisierende Strahlung und für radioaktive Stoffe das Strahlenschutz- und das Kernenergiegesetz gelten und dieser Bereich daher nicht Teil des Umweltverträglichkeitsverfahrens ist.

Es ist anzumerken, dass Unfall/Störfall-Ereignisse während des Transports der abgebrannte Brennelemente und der radioaktiven Abfälle vom KKM zur ZWILAG zu nachteiligen radiologischen Auswirkungen auf die Umwelt führen könnten. Die radiologischen Auswirkungen dieser Ereignisse werden in den Berichten nicht analysiert. In den Berichten wird auch nicht ausreichend erklärt, wer für die Aufsicht der Transporte verantwortlich ist, und es fehlen Informationen bzw. Verweise zu den entsprechenden Verfahren. Es wird lediglich erwähnt, dass Bewilligungen nach Gefahrgutgesetzgebung, Strahlenschutzgesetzgebung und Kernenergiegesetzgebung erforderlich sind. Daher konnten die radiologischen Auswirkungen dieser Ereignisse auf das ganze Land (die Schweiz) sowie auf die Nachbarländer (Österreich) nicht evaluiert werden.

## 4.3 Schlussforderungen, Fragen, Empfehlungen

Der Transport von radioaktiven Abfällen sowie der abgebrannten Brennelemente vom KKM zur ZWILAG wird in keinem Berichtsteil ausreichend dargestellt. Auch wenn Transporte in eigenen Verfahren behandelt werden, sind sie doch untrennbar mit dem Stilllegungsverfahren verbunden. Weiterhin ist zu bedenken, dass Unfallereignisse während des Transports, besonders Unfälle beim Transport der abgebrannten Brennelemente, zu nachteiligen radiologischen Auswirkungen auch auf Österreich führen können.

Es wird daher empfohlen, die Auswirkungen des Transports von radioaktiven Abfällen sowie von abgebrannten Brennelementen zu evaluieren bzw., falls diese Analysen schon durchgeführt wurden, die entsprechenden Ergebnisse zu präsentieren.

## 5 STÖRFÄLLE UND UNFÄLLE

### 5.1 Darstellung im Hauptbericht und in den ergänzenden Teilberichten

Die Störfälle und Unfälle, die die Stilllegung des KKW Mühleberg gefährden könnten, werden in einer zusammenfassenden Form im Kapitel 12 des Hauptberichts behandelt. Die detaillierte Betrachtung erfolgt im Teilbericht 1, Störfallbetrachtungen und Notfallschutzmaßnahmen.

Der Teilbericht 1 umfasst 6 Kapitel. Kapitel 1 ist die Einleitung. Kapitel 2 beschreibt den Status der Anlage nach dem Leistungsbetrieb, das neue Arbek System (Autarke redundante Brennelementlagerbeckenkühlung) und das Gefährdungspotential. Kapitel 3 umfasst das Sicherheitskonzept und die Sicherheitsbewertung des KKW. In Kapitel 4 wird die Deterministische Störfallanalyse und in Kapitel 5 die Ergebnisse der Probabilistischen Sicherheitsanalyse diskutiert. Das Kapitel 6 umfasst den Notfallschutz.

#### ***BEB Kühlsysteme***

Im Kapitel 2.1 des Berichts wird **Arbek** (Autarke redundante Brennelementlagerbeckenkühlung) beschrieben, das zur Erhöhung des Sicherheitsniveaus der Anlage gegenüber dem Nichtleistungsbetrieb installiert wird. Arbek wird in der Phase der Etablierung des Technischen Nachbetriebs installiert (während der Vorbereitungsphase), damit die Kühlung der Brennelemente nach der Auslagerung aus dem Reaktor im BEB sichergestellt wird.

Arbek wird 5 Bereiche umfassen:

1. Arbek-Betriebssystem (Arbek-B): betriebliche Kühlung des BEB;
2. Arbek-Sicherheitssystem (Arbek-S): Unterstützung des Arbek-Betriebssystems;
3. Arbek-Notfallsystem (Arbek-N): ergänzende Wasserversorgung des BEB-Kühlsystems und Nachspeisung des BEB im Notfall;
4. Arbek-Zusatzverschluss (Arbek-Z): Ergänzung der Beckenschleuse durch einen redundanten Zusatzverschluss;
5. Arbek-Rückwirkungsschutz (Arbek-R): Schutz der mit Arbek verbundenen sicherheitsrelevanten Systeme vor Rückwirkungen aus Tätigkeiten in der Anlage.

Zusammenfassend wird im Bericht festgestellt, dass die Umsetzung von Arbek insgesamt einen Sicherheitsgewinn für die Anlage darstellt.

Im Kapitel 2.2 wird **SUSAN** (Spezielles Unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme) beschrieben. SUSAN wurde in die ursprüngliche KKM-Anlage integriert, um zusätzliche Möglichkeiten zur Abfuhr der Nachzerfallswärme zu bieten. SUSAN verfügt über einen eigenen alternativen SUSAN-Notfall-Kommandoraum, zwei Notstandsdieselmotoren und einen Accident Management Measures (AMM) Dieselmotor auf dem Dach. Innerhalb des SUSAN hat das Kühlwassersystem (CWS) die Aufgabe, die Nachzerfallswärme aus dem Arbek-S an die Aare abzuführen. Seit August 2015 gibt es auch eine Aare-unabhängige Kühlwasserversorgung des CWS mit Wasser aus einem

Hochreservoir. Somit ist die Versorgung einer SUSAN-Redundanz (Notstandsdieselmotor, Schaltanlagen) und von Arbek-S im Rahmen von AMM mit abgeschalteten CWS-Pumpen möglich. Die Nachspeisung des Hochreservoirs erfolgt über das sanierte Grundwasser-Pumpwerk Rewag. Eine zusätzliche AMM ist die externe Einspeisung in das CWS mit mobilen Pumpen innerhalb des SUSAN-Gebäudes.

### ***Deterministische Störfallanalyse***

Der größte Teil des Dokuments ist dem Kapitel über die **Deterministische Störfallanalyse (DSA)** gewidmet. Mit der Deterministischen Störfallanalyse soll nachgewiesen werden, dass sich die Anlage auslegungsgemäß verhält und der Rückbau sicher durchgeführt werden kann. Für jedes Ereignis kam man zu dem Ergebnis, dass der Nachweis der Einhaltung der anzuwendenden technischen und radiologischen Kriterien erbracht wurde. Hier werden 38 Ereignisse aus folgenden Kategorien im Detail beschrieben: Vorhersehbare Betriebsereignisse, Störfälle, Interne Ereignisse (IE) und Externe Ereignisse (EE). Dazu gehören auch auslegungsüberschreitende Ereignisse.

Die DSA besteht aus einer technischen Analyse und der Auswertung der radiologischen Konsequenzen. Für alle Ereignisse wird zuerst die Häufigkeit bewertet. Die Ereignisse werden nach Häufigkeit in 4 größere Kategorien unterteilt: Ereignisse die den weiteren Normalbetrieb zulassen, Ereignisse, die eine Betriebsstörung bewirken, Störfall-Ereignisse (hier werden 3 Kategorien definiert) und die auslegungsüberschreitenden Störfälle (Ereignisse mit Häufigkeit kleiner als  $1E-06$ ). Für jedes Ereignis wird dargestellt, in welcher Stilllegungsphase das Ereignis relevant ist. Dann werden die technische (z. B. Nachzerfallswärmeleistung, thermohydraulische Parameter, möglichen Beschädigungen der Anlage) und radiologische Bewertung des Ereignisses durchgeführt. In den technischen und radiologischen Analysen wird lt. Bericht in allen Fällen nachgewiesen, dass entsprechend der Gefährdung die grundlegenden Schutzziele zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit eingehalten werden und die Kriterien für die Bewertung des Schutzes gegen Auslegungsstörfälle erfüllt werden.

Für eine umfassende Behandlung von Gefährdungen während der Stilllegung müssen alle Ereignisse mit einem analogen Vorgehen betrachtet werden. Zu diesem Zweck wird systematisch ein abdeckendes Ereignisspektrum unter spezieller Berücksichtigung der Stilllegung abgeleitet, das die Stilllegungsphasen 1 und 2 abdeckt. Die Vorbereitungsphase (von der Endgültigen Einstellung Leistungsbetrieb, über die Etablierung des Technischen Nachbetriebs bis zur Endgültigen Außerbetriebnahme) wurde im Bericht nicht behandelt, da die Eigenschaften der Anlage in dieser Phase dieselben sind wie während des Leistungsbetriebs (Revisionsstillstand). Deshalb wurde diese Phase mit der DSA im Leistungsbetrieb abgedeckt. Die Stilllegungsphase 3 wurde auch nicht behandelt, weil die Anlage dann bereits ausgezont ist und es keine radiologische Gefahrenquelle mehr gibt.

Das Ereignisspektrum für die Stilllegungsphasen 1 und 2 wurde ausgehend vom Ereignisspektrum für den Leistungsbetrieb inklusiv Revisionsstillstand entwickelt. Das Ereignisspektrum in der Stilllegungsphase 1 wird im Bericht im Hinblick auf die Lagerung und den internen Transport der BE als vollständig betrachtet; und die Ereignisse der Stilllegungsphase 2 werden als bereits durch die vorhandenen internen und externen Ereignisse abgedeckt angesehen.

Bei Ereignissen in Stilllegungsphase 1 wurde eine Unterkritikalität mit der Brennelementlagerung im BEB nachgewiesen. Das KKM verfügt über Möglichkeiten, im Rahmen von Notfallmaßnahmen borhaltiges Wasser in das BEB einzubringen. Daraus wird geschlossen, dass das Ereignis Reaktivitätsstörung nicht auftreten kann.

In Stilllegungsphase 1 wurde auch der Wärmeübergang von den Brennstabhüllrohren an das Kühlmittel im BEB betrachtet. Im Normalbetrieb sollte die Wassertemperatur im BEB nicht den Wert von 58 °C und bei Störfällen den Wert von 60 °C übersteigen.

Jedoch könnten die identifizierten Ereignisse aufgrund der Stilllegungsarbeiten verändert ablaufen. Daher müssen die DSA für die Stilllegungsphasen 1 und 2 angepasst oder neu durchgeführt werden.

### **Probabilistische Sicherheitsanalyse**

Ziel der **probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA)** ist es, das Risiko auslegungsüberschreitender Störfälle abzuschätzen. Dabei werden interne Ereignisse, interne systemübergreifende Ereignisse und Ereignisse mit Ursprung außerhalb der Anlage betrachtet und quantifiziert. Mit der PSA werden die Zuverlässigkeit von Systemen bis auf die Komponentenebene bewertet und Rückschlüsse auf mögliche Schwachstellen gewonnen. So können effiziente Anlagverbesserungen vorgeschlagen werden, um das Risiko weiter zu reduzieren.

Die Kernschadenshäufigkeit und die Freisetzungshäufigkeit werden mit Computermodellen der Anlage bestimmt (Stufe-1 und Stufe-2 der PSA Modelle). Stufe-1 behandelt alle Störfallabläufe, die zum Kernschaden führen, womit die Zuverlässigkeit von Systemen, Strukturen und Komponenten sowie von Personalhandlungen quantifiziert wird. In Stufe-2 wird mit dem Modell der weitere Unfallverlauf bis zur Freisetzung radioaktiver Stoffe analysiert.

Die PSA umfasst die folgenden Schritte:

- Identifizierung der relevanten auslösenden Ereignisse (interne und externe Ereignisse);
- Erstellung des Stufe-1 Modells (Modellierung der Ereignis- und Fehlerbäume);
- Quantifizierung der Unfallabläufe mit Kernschaden, (Bestimmung der Kernschadenshäufigkeit /Core Damage Frequency – CDF im Leistungsbetrieb, Bestimmung der Brennstoffschadenshäufigkeit /Fuel Damage Frequency – FDF im Nichtleistungsbetrieb);
- Festlegung des Schadenszustands für Unfallabläufe mit Kernschaden (Definierung des Plant Damage States – PDS);
- Kombinierung der Unfallabläufe aus der Stufe-1 PSA basierend auf den Schadenszuständen;
- Erstellung eines Stufe-2 Modells;
- Festlegung der Freisetzungskategorien;
- Quantifizierung der Unfallabläufe mit Kernschaden (Bestimmung der Häufigkeit einer großen frühzeitigen Freisetzung/Shutdown Large Early Release Frequency – SLERF, Large Early Release Frequency – LERF, der Häufigkeit einer großen Freisetzung/Large Release Frequency – LRF, sowie dem Risiko der jährlichen Gesamtfreisetzung durch schwere Unfälle/Total Risk of Activity Release – TRAR).

Die PSA wurden für die Stilllegungsphase 1 durchgeführt, in der sich noch Kernmaterialien in der Anlage befinden. Eine PSA für die Vorbereitungsphase wird im Bericht nicht erwähnt. PSA für die Stilllegungsphasen 2 und 3 sind nicht mehr erforderlich.

Das Stufe-1 PSA Modell wurde ausgehend vom bestehenden Stufe-1 PSA Modell für den Nichtleistungsbetrieb modifiziert. Ein neues Modell der Anlage mit besonderem Augenmerk auf das BEB wurde aufgebaut. Alle sicherheitsrelevanten Systeme und Komponenten wurden im Stufe-1 PSA Modell abgebildet. Systeme, die nur im Leistungsbetrieb relevant sind, wurden nicht mehr modelliert. Die neuen Systeme zur BEB Kühlung und Nachspeisung (Arbek) wurden neu modelliert.

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

Beim Übergang zur Stufe-2 wurden 6 PDS definiert. In allen PDS kommt es zu einem Ausfall von Arbek-B und Arbek-S. Es wurde angenommen, dass aufgrund der auslösenden Ereignisse sämtliche Accident Management Maßnahmen zur Kühlung und zum Nachfüllen des BEB (Arbek-N) nicht durchführbar sind. Leckagen des BEB lassen sich mit dem System zur Leckageüberwachung erkennen und die Leckage lässt sich lokalisieren. Es wird jedoch angenommen, dass in den PDS mit Leckage des BEB die Abdichtversuche scheitern.

Für die Stilllegungsphase 1 wurden dann ein komplettes Stufe-2 PSA Modell erstellt und die Risikokenngrößen bestimmt.

## 5.2 Diskussion und Bewertung

### ***BEB Kühlsysteme***

Die BEB Kühlsysteme werden in den Kapiteln 2.1 (Arbek) und 2.2 (SUSAN) des Teilberichts 1 beschrieben.

Das Arbek System wird innerhalb der Vorbereitungsphase installiert, wobei sich der Brennstoff vom letzten Leistungsbetrieb noch immer im Reaktor befindet und die Nachzerfallswärme durch die bestehenden Nachwärmeabfuhrsysteme abgeführt wird, vergleichbar mit dem Zustand bei einem Revisionsstillstand. Die abgebrannten Brennelemente aus früheren Leistungsbetriebsperioden wurden im BEB abgelegt, in dem die Nachzerfallswärme durch die bestehenden BEB Kühlsysteme abgeführt wird. Daher sind während der Vorbereitungsphase keine Verbesserungen der Nachwärmeabfuhrsysteme des Reaktors oder des BEB erforderlich.

Die Vorbereitungsphase soll 9 Monate lang dauern, wobei sich die Nachzerfallswärme der Brennelemente im Reaktor deutlich verringert. Zusätzlich ist das KKM so ausgelegt, dass bei jedem Revisionsstillstand die gesamte Menge des

Brennstoffs vom Reaktor direkt zum BEB übertragen werden kann, ohne Risiko für die Gesamtanlagensicherheit. Daher würde auch die Übertragung des gesamten Brennstoffs vom Reaktor direkt zum BEB früher als nach der 9 Monate langen Vorbereitungsphase keine direkte Bedrohung für die allgemeine Sicherheit darstellen.

Daraus kann man folgern, dass die Installation des Arbek-Systems eine Maßnahme für ein höheres Sicherheitsniveau während der Stilllegungsphase 1 darstellt. Insbesondere wird das Arbek-Sicherheitsystem (Arbek-S) völlig getrennt und unabhängig von anderen Systemen installiert, womit die Robustheit des Arbek-Systems erhöht wird.

Das SUSAN-System wurde in die ursprüngliche KKM-Anlage integriert, um zusätzliche Möglichkeiten zur Abfuhr der Nachzerfallswärme zu bieten (auch für das Arbek-System). Während des Stresstests wurde festgestellt, dass bei extremen Überflutungen der Anschluss an die Wärmesenke (den Aare Fluss) verloren würde. Deshalb wurde zu einer alternativen Wärmesenke geraten, die bereits im Jahr 2015 umgesetzt wurde. Diese alternative Wärmesenke wurde mit der Installierung einer Aare-unabhängigen Kühlwasserversorgung aus dem Hochreservoir über das sanierte Grundwasser-Pumpwerk Rewag realisiert. Eine begleitende Maßnahme war weiterhin die strukturelle Verbesserung an einem Damm des sich oberhalb des KKM befindlichen Wasserkraftwerks Mühleberg, womit das KKM gegen 10E-04/Jahr Überflutungen geschützt wurde.

Daraus kann man folgern, dass die Beschreibung des Arbek sowie des SUSAN Systems in dem Bericht ausreichend ist. **Man kann auch folgern, dass die vorgeschlagene Gestaltung des Arbek sowie die Aktualisierung des SUSAN Systems ausreichen, um die sichere Nachwärmeabfuhr des BEB während Stilllegungsphase 1 zu ermöglichen.**

### ***Deterministische Störfallanalyse***

Die Ereignisse, die im Rahmen der DSA für die Stilllegung analysiert wurden, sind nur für die Stilllegungsphasen 1 und 2 relevant, in denen eine mögliche Gefahr für Emissionen radioaktiver Stoffe existiert. Die Ereignisse, bei denen eine mögliche Gefahr für Brennstoffschmelzeemissionen während der Vorbereitungsphase besteht, wurden im Bericht nicht behandelt, weil diese bereits mit der DSA für den Leistungsbetrieb abgedeckt wurden. Für die Stilllegungsphase 3 gibt es keine Ereignisse, die zu Emissionen radioaktiver Stoffe führen könnten, weil es keine radiologische Gefahrquelle mehr gibt.

Die Tabelle 4-2 (Kapitel 4.2.3) im Teilbericht 1 umfasst alle möglichen Ereignisse für den Leistungsbetrieb (alle vorhersehbaren Betriebsereignisse, Störfälle, interne Ereignisse, externe Ereignisse und auslegungsüberschreitende Ereignisse). Die Tabelle zeigt deutlich, welche Ereignisse während Leistungsbetrieb, Vorbereitungsphase und allen Stilllegungsphasen relevant sind. Die für die Stilllegungsphasen 1 und 2 relevanten Ereignisse wurden korrekt ausgewählt.

In Rahmen der DSA wurden 38 Ereignisse analysiert: 2 vorhersehbare Betriebsereignisse, 2 Störfälle, 23 interne Ereignisse, 8 externe Ereignisse und 3 auslegungsüberschreitende Ereignisse. 33 Ereignisse sind für beide Stilllegungsphasen (1 und 2) anwendbar, 5 Ereignisse sind nur für die Stilllegungsphase 1 anwendbar. Für jedes Ereignis erfolgt zuerst eine Gesamtbeschreibung, dann die Beschreibung der Relevanz (in welcher Stilllegungsphase das

Ereignis relevant wurde), Häufigkeit, Kategorisierung und Bewertungskriterien, die Technische und Radiologische Bewertung des Ereignisses, und zum Schluss ein allgemeines Fazit.

Der Großteil der Ereignisse wird in einem ausreichenden Umfang beschrieben und evaluiert. Bei Störfällen, die mit einer bestimmten Häufigkeit pro Jahr zu erwarten sind, muss der Betrieb der Anlage so ausgelegt sein, dass die aus einem einzelnen Störfall resultierende Dosis für nichtberuflich strahlenexponierte Personen höchstens zwischen 0,3 und 100 mSv beträgt (entsprechend der Störfallkategorie). Die ausgewerteten Strahlungsfolgen für alle Ereignisse sind in Übereinstimmung mit den Dosisgrenzwerten, wie in Art. 94 der Strahlenschutzverordnung (SCHWEIZERISCHER BUNDESRAT 2014) festgelegt.

Alle berechneten Dosen liegen unter 1 mSv, einzige Ausnahme ist das Ereignis „Flugzeugabsturz auf das Maschinenhaus“, bei dem die resultierende maximale Dosis für die am höchsten belastete Gruppe der Kleinkinder mit 3,9 mSv ermittelt wurde.

**Daraus könnte geschlossen werden, dass keines der im Verlauf der DSA für die Stilllegungsphasen 1 und 2 analysierten Ereignisse erhebliche nachteilige grenzüberschreitende Auswirkungen auf Österreich haben kann.**

In der DSA für die Stilllegung wurden nur die Stilllegungsphasen 1 und 2 behandelt. Allerdings stellt die Lagerung des Brennstoffs im offenen Reaktorbehälter während der Vorbereitungsphase eine gewisse Gefährdung dar, die zu erheblichen nachteiligen grenzüberschreitenden Auswirkungen auf Österreich führen kann. Diese Phase wurde mit der DSA im Leistungsbetrieb abgedeckt. Um eine mögliche Betroffenheit Österreichs nachvollziehbar bewerten zu können, sollten auch die Ergebnisse der DSA im Leistungsbetrieb präsentiert werden.

Zum Flugzeugabsturz ist anzumerken, dass der betreffende Abschnitt im Teilbericht (Kapitel 4.3.32) Unklarheiten enthält und eine ausführlichere Behandlung wünschenswert wäre. Die Schlussfolgerung am Ende dieses Abschnittes, dass für den Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude der Nachweis der Einhaltung der technischen und radiologischen Kriterien erbracht wurde, stimmt mit der technischen und radiologischen Bewertung in den Teilen davor, die sich auf einen Flugzeugabsturz auf das Maschinenhaus bezieht, nicht überein.

Anzumerken ist weiterhin, dass das Kernkraftwerk Mühleberg von allen Schweizer KKW die geringste Schutzwandstärke des Reaktorgebäudes aufweist (0,6 m). Damit liegt die Wandstärke an der Grenze dessen, was noch ausreichenden Schutz gegen eindringende Triebwerke oder Trümmerteile gewährleistet.

(Quelle: <http://www.nuklearforum.ch/de/aktuell/e-bulletin/zwischenbericht-der-schweizer-kernkraftwerke-zum-schutzkonzept-gegen>).

Vor diesem Hintergrund wäre es wünschenswert, wenn ein Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude für verschiedene Flugzeugkategorien, einschließlich eines großen Verkehrsflugzeugs, betrachtet würde, auch wenn es sich dabei um auslegungsüberschreitende Ereignisse handelt. Damit könnte u. a. klargestellt werden, inwieweit eine Risikominderung durch beschleunigte Auslagerung der abgebrannten Brennelemente aus dem Reaktorgebäude und Verbringung ins ZWILAG sinnvoll und anzustreben wäre, und inwieweit in diesem Zusammenhang eine mögliche Betroffenheit Österreichs gegeben sein könnte.



Zu Erdbeben wird ausgeführt, dass das 10.000-jährige Erdbeben „nach gültiger Erdbebengefährdung“ zugrunde gelegt wird (und Bauwerke, Systeme und Komponenten dies auch überstehen). Es wird nicht genauer erläutert, welchen Lastannahmen dieses 10.000-jährige Erdbeben entspricht. Insbesondere wäre von Interesse, ob dabei bereits die Ergebnisse des Pegasos Refinement Project Berücksichtigung fanden. Dies ist auch vor dem Hintergrund zu sehen, dass Erdbeben den dominanten Beitrag zur FDF liefern.

Weiterhin wurden die Konsequenzen des Ereignisses „Absturz des Brennelementbehälters im Maschinenhaus“ nicht genügend evaluiert/präsentiert. Im Bericht steht, dass dieses Ereignis Auswirkungen auf die Sicherheit in der Vorbereitungsphase und in der Stilllegungsphase 1 haben kann. Für die Stilllegungsphase 1 wird das Ereignis im Zusammenhang mit der Lagerung der BE bewertet. Weiter unten, bei der Kategorisierung der Ereignisse, ist zu lesen, dass dieses Ereignis durch das Ereignis „Versagen von Großkomponenten“, welches im Rahmen der DSA für den Leistungsbetrieb untersucht wurde, abgedeckt wurde. Es wird jedoch keine weitere Information für dieses Ereignis gegeben. Für eine geeignete Bewertung der Auswirkungen des Stilllegungsprozesses auf die Umwelt (und auch auf Österreich) sollte dieses Ereignis im Rahmen der DSA evaluiert werden, oder zumindest sollten die Ergebnisse der DSA im Leistungsbetrieb präsentiert werden. Dieses Szenario ist besonders wichtig für den Fall, dass die Brennelemente früher aus dem Reaktor entfernt würden, wobei die Nachzerfallswärme der Brennelemente höher würde, als derzeit in den Analysen angenommen.

In der Schweiz sind der Bund, die Kantone und Gemeinden für den Notfallschutz außerhalb der Kraftwerke zuständig. In dem Bericht wurde nicht erklärt, wer für Bewilligung und Aufsicht beim Transport der Abfälle vom KKM zum ZWILAG verantwortlich ist und ob/wo die Gefährdungen, die während des Transports anwendbar sind, analysiert wurden.

### **Probabilistische Sicherheitsanalyse**

Die Bewertung der PSA ist nicht so detailliert beschrieben, wie die der DSA. Jedoch basiert das PSA Modell für die Stilllegungsphase auf dem Modell für den Revisionsstillstand. Daraus kann man folgern, dass das PSA Modell und das Ereignisspektrum ausreichend entwickelt und analysiert wurden.

Das gesamte FDF wurde als  $3.35E-06$ /Jahr berechnet. Der Hauptbeitrag zum Risiko (PSA Stufe-1) wird durch Erdbeben verursacht (~ 85 %). Dies ist auch beim Leistungsbetrieb der dominante Beitrag (76 %), was an den relativ hohen Erdbebengefährdungsannahmen liegt. Maßgeblich sind hierbei das seismische Versagen des Reaktorgebäudes oder des Brennelementlagerbeckens sowie der Absturz der Laufkatze des Reaktorgebäude-Rundlaufkrans auf die Brennelemente im Becken.

Der zweithöchste Beitrag zum Risiko sind externe, nicht seismische Ereignisse (10 %), wobei dieser Wert durch eine auslegungsüberschreitende, externe Überflutung dominiert wird.

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

Beim Übergang auf die PSA Stufe-2 wurden 6 PDS unterstellt. In allen PDS kommt es zu einem Ausfall von Arbek-B und Arbek-S und aufgrund der auslösenden Ereignisse sind sämtliche Accident Management Maßnahmen zur Kühlung und zum Nachfüllen des BEB (Arbek-N) nicht durchführbar. Leckagen des BEB lassen sich mit dem System zur Leckageüberwachung erkennen und die Leckage lässt sich lokalisieren. Es wird jedoch angenommen, dass in den PDS mit Leckage des BEB die Abdichtversuche scheitern. Aufgrund der langen Karenzzeiten im Vergleich zum Leistungsbetrieb sind das sehr konservative Analyseannahmen.

In der Stufe-2 wurde das Risiko einer radioaktiven Freisetzung an die Umwelt bestimmt. Nach Richtlinie ENSI-A05 (ENSI 2009a) wird die LERF als die jährlich erwartete Anzahl von Ereignissen, die innerhalb von 10 Stunden nach Kernschaden zu einer Iod-131 Freisetzung von mehr als  $2E+15$  Bq in die Umgebung führen, definiert. In der Stilllegungsphase 1 ist das Iod-131 (Halbwertszeit 8 Tage) bereits zerfallen. Die LERF nach ENSI-A05 Definition ist also LERF gleich 0.

Die SLERF wird über die Cäsium-137 Freisetzung definiert, die zu der gleichen Dosis führt wie bei der Definition über das Iod-131. Die SLERF wird dabei als die jährlich erwartete Anzahl von Ereignissen, die innerhalb von 10 Stunden nach einem Brennstoffschaden zu einer Cäsium-137-Freisetzung von mehr als  $2E+14$  Bq in die Umgebung führt, definiert. Die SLERF beträgt  $4.82E-07$ .

Die LRF wird als die jährlich erwartete Anzahl von Ereignissen, die zu einer Cäsium-137 Freisetzung von mehr als  $2E+14$  Bq in die Umgebung führen, definiert. Die LRF beträgt  $1.04E-06$ /Jahr.

Die TRAR beschreibt das Risiko der jährlichen Gesamtfreisetzung radioaktiver Stoffe aufgrund schwerer Unfälle in der Einheit [Bq/a]. Die Häufigkeit dieser Unfälle und deren jeweilige Aktivitätsfreisetzung werden bei der Bestimmung der TRAR berücksichtigt. Die TRAR beträgt  $4.18E+10$  Bq und ist um einen Faktor 205 kleiner als im Leistungsbetrieb.

In der Stilllegung kann ein deutlicher Rückgang des Risikos gegenüber dem Leistungsbetrieb festgestellt werden. Bereits zu Beginn der Stilllegungsphase 1 ist die FDF nur halb so groß wie die Risikokenngröße Kernschadenshäufigkeit (CDF) im Leistungsbetrieb. Auch die Häufigkeit einer großen frühen Freisetzung im Leistungsbetrieb (LERF) ist um den Faktor 2,5 höher im Vergleich zur SLERF während der Stilllegung. Daher liegen die Brennstoffschadenshäufigkeit FDF und die SLERF in einem Bereich, in dem alle Grenzwerte gemäß ENSI-A06 (ENSI 2009b) unterschritten sind und keine weiteren risikomindernden Maßnahmen ergriffen werden müssen (die FDF ist jedoch geringer als  $1E-05$ /Jahr, die SLERF deutlich niedriger als  $1E-06$ /Jahr).

Die Ergebnisse des PSA Stufe-1 und Stufe-2 basieren auf konservativen Annahmen und stellen ebenfalls eine obere Grenze dar. So wird die berechnete Nachzerfallswärme nach einem Jahr als Konstante zugrunde gelegt, obwohl diese im Lauf der Stilllegungsphase 1 weiter abnimmt. In Verlaufe der Stilllegungsphase 1 nimmt das Risiko im übrigen aufgrund der Reduzierung von Wärmeleistung und Aktivitätsinventar weiter deutlich ab.

Die Ergebnisse von PSA sind ohne Darstellung ihrer Unsicherheiten nur von begrenzter Aussagekraft. Dementsprechend fordert die ENSI-Richtlinie A06 eine angemessene Berücksichtigung der Unsicherheiten bei der Anwendung der PSA. Die ENSI-Richtlinie A05 fordert weiterhin, dass bei der Darstellung der

PSA-Resultate in der PSA-Dokumentation bei CDF/FDF sowie bei LERF neben dem Mittelwert der Häufigkeiten auch die 5%-, 50%- und 95%-Fraktile angegeben werden. Diese Fraktile sind geeignet, eine Vorstellung vom Ausmaß der quantifizierten Unsicherheiten zu geben.

Die Unsicherheiten der PSA werden im Teilbericht 1 nicht angesprochen. Bei den Ergebnissen werden lediglich Punktwerte angegeben, bei denen nicht erläutert wird, ob es sich um den Mittelwert oder Median (50%-Fraktile) handelt. Eine kurze Diskussion der Unsicherheiten der PSA wäre wünschenswert. Bei den Resultaten sollten der Mittelwert der Häufigkeit sowie die Fraktile gemäß Richtlinie A05 angegeben werden.

Weiterhin ist anzumerken, dass die PSA in der Stilllegung nur die Stilllegungsphase 1 behandelt, während auch in der Vorbereitungsphase die Lagerung des Brennstoffs im offenen Reaktorbehälter eine gewisse Gefährdung darstellt. Um eine mögliche Betroffenheit Österreichs nachvollziehbar bewerten zu können, sollten auch die Ergebnisse der PSA für die Vorbereitungsphase präsentiert werden.

### 5.3 Schlussforderungen, Fragen, Empfehlungen

Die Vorbereitungsphase soll 9 Monate lang dauern, wobei sich der Brennstoff vom letzten Leistungsbetrieb noch immer im Reaktor befindet und die Nachzerfallswärme durch die bestehenden Nachwärmeabfuhrsysteme abgeführt wird. Die Lagerung des Brennstoffs im offenen Reaktorbehälter für eine solche Zeitperiode stellt eine gewisse Gefährdung dar, insbesondere in Bezug auf einen ebenso langen Betrieb der bestehenden Nachwärmeabfuhrsysteme.

- *Wie wird der ordnungsgemäße Betrieb der bestehenden Systeme für die Nachwärmeabfuhrung des Reaktorbehälters gewährleistet?*
- *Wie lange wird während der mindestens 9 Monate dauernden Vorbereitungsphase der Reaktorbehälterdeckel geöffnet und der Reaktor geflutet bleiben?*
- *Besteht eine Möglichkeit, die Brennelemente früher als nach 9 Monaten aus dem Reaktorbehälter zu entfernen? (Wie) würden sich dann die Ergebnisse der DSA und PSA verändern (in Bezug auf die Nachzerfallswärme der Brennelemente)?*

Das Kapitel 4.3.32 (Flugzeugabsturz) enthält Unklarheiten. Die Schlussfolgerung am Ende dieses Abschnittes, dass für den Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude der Nachweis der Einhaltung der technischen und radiologischen Kriterien erbracht wurde, stimmt mit der technischen und radiologischen Bewertung in den Teilen davor, die sich auf einen Flugzeugabsturz auf das Maschinenhaus bezieht, nicht überein. Es wäre wünschenswert, wenn ein Ereignis „Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude“ für verschiedene Flugzeugkategorien (einschließlich einem großen Verkehrsflugzeug) untersucht werden würde.

Zu den Erdbeben wird ausgeführt, dass das 10.000-jährige Erdbeben „nach gültiger Erdbebengefährdung“ zugrunde gelegt wird.

- *Welchen Lastannahmen entspricht dieses 10.000-jährige Erdbeben?*
- *Werden dabei bereits die Ergebnisse des Pegasos Refinement Project berücksichtigt?*

Auf dieser Grundlage wäre eine Diskussion wünschenswert, inwieweit eine Beschleunigung der Verbringung der Brennelemente aus dem Reaktorgebäude Vorteile mit sich bringen kann. Sollte sich im Falle eines anzunehmenden Erdbebens, für welches die Anlage nicht ausgelegt ist, ein Ereignisablauf mit Freisetzung ergeben, so kann unter bestimmten Umständen eine Betroffenheit Österreichs nicht ausgeschlossen werden.

- Vor dem Hintergrund nicht ausschließbarer externer Ereignisse (Erdbeben, Flugzeugabsturz) wären Szenarien beschleunigten Abtransportes der Brennelemente aus dem Brennelementlagerbecken ins ZWILAG zu entwerfen, so dass Ereignisse mit Freisetzungen, welche auch das Potential einer Beeinträchtigung Österreichs in sich bergen könnten, vermieden werden können.
- *Welche Maßnahmen sind grundsätzlich möglich um den Zeitraum bis zur Brennstofffreiheit der Anlage verringern zu können?*

In der DSA wurden die Konsequenzen des Ereignisses „Absturz des Brennelementbehälters im Maschinenhaus“ nicht genügend evaluiert/präsentiert, so dass die möglichen Auswirkungen auf Österreich nicht ausreichend evaluiert werden konnten. Dieses Ereignis sollte durch das Ereignis „Versagen von Grosskomponenten“, welches im Rahmen der DSA für den Leistungsbetrieb untersucht wurde, abgedeckt sein. Dieses Szenario ist besonders für den Fall wichtig, wenn die Brennelemente früher aus dem Reaktor (bzw. Reaktorgebäude) entfernt werden, da dann die Nachzerfallswärme der Brennelemente höher wäre, als derzeit in den Analysen angenommen wird.

- *Was sind die Konsequenzen dieses Ereignisses in der DSA im Leistungsbetrieb?*
- *Wie würden sich die Konsequenzen dieses Ereignis verändern, wenn die Brennelemente früher aus dem Reaktor (bzw. Reaktorgebäude) entfernt würden?*

In der DSA für die Stilllegung wurden nur die Stilllegungsphasen 1 und 2 behandelt und in der PSA nur die Stilllegungsphase 1. Allerdings stellt die Lagerung des Brennstoffs im offenen Reaktorbehälter während der Vorbereitungsphase eine gewisse Gefährdung dar, die zu erheblichen nachteiligen grenzüberschreitenden Auswirkungen auf Österreich führen könnte.

- *Die Vorbereitungsphase wurde mit der DSA im Leistungsbetrieb abgedeckt. Was sind die Ergebnisse der DSA im Leistungsbetrieb?*
- *Was sind die Ergebnisse der PSA für die Vorbereitungsphase?*

Die Ergebnisse von PSA sind ohne Darstellung ihrer Unsicherheiten nur von begrenzter Aussagekraft.

- *Welche sind die 5%-, 50%- und 95%-Fraktile der FDF sowie der SLERF?*
- *Sind die angegebenen Werte der FDF/SLERF die Mittelwerte oder die Medianwerte?*

In der Schweiz sind der Bund, die Kantone und Gemeinden für den Notfallschutz außerhalb der Kraftwerke zuständig und die BKW ist als der Eigentümer der KKM ist gesetzlich dazu verpflichtet, die radioaktiven Abfälle zu konditionieren. In dem Bericht wurde nicht ausreichend erklärt, wer für die Aufsicht beim Transport der Abfälle vom KKM zum ZWILAG verantwortlich ist und ob/wo die Gefährdungen, die während des Transports auftreten können, analysiert wurden.

- *Wer ist für die Aufsicht beim Transport der Abfälle vom KKM zur ZWILAG verantwortlich?*
- *Wurden die Gefährdungen, die während des Transports auftreten können, analysiert?*

## **6 BEGRÜNDUNG DER BETROFFENHEIT ÖSTERREICHS**

Der Transport der radioaktiven Abfälle und der abgebrannten Brennelemente vom KKM zur ZWILAG wird weder im Umweltverträglichkeitsbericht (Teilbericht 2) noch im Teilbericht über Stör- und Unfälle ausreichend berücksichtigt.

Die Risiken während der Vorbereitungsphase, in der der Brennstoff im offenen Reaktorbehälter gelagert wird, wurden weder im Rahmen der DSA noch in der PSA für die Stilllegung evaluiert, weil sie mit den Analysen im Leistungsbetrieb abgedeckt sein sollten. Hierbei besonders fragwürdig ist die Sicherstellung des ordnungsgemäßen Betriebs der bestehenden existierenden Nachwärmeabfuhr-Systeme des Reaktorbehälters.

In der DSA für Stilllegungsphase 1 wurden die Konsequenzen des Ereignisses „Absturz des Brennelementbehälters im Maschinenhaus“ nicht genügend evaluiert/präsentiert, so dass die möglichen Auswirkungen auf Österreich nicht ausreichend beurteilt werden können.

Der Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude während Stilllegungsphase 1 wurde nicht betrachtet.

Das Erdbeben während der Stilllegungsphase 1 liefert den dominanten Beitrag zur FDF. Es wird ausgeführt, dass das 10.000-jährige Erdbeben „nach gültiger Erdbebengefährdung“ zugrunde gelegt wird (und Bauwerke, Systeme und Komponenten dies auch überstehen). Es wird aber nicht genauer erläutert, welchen Lastannahmen dieses 10.000-jährige Erdbeben entspricht.

Deshalb kann von den untersuchten Unterlagen nicht gefolgert werden, dass es keine erheblichen nachteiligen grenzüberschreitenden Auswirkungen auf Österreich während der Stilllegung des KKM geben kann.

## 7 LITERATUR

- BGBl. II Nr. 145/2007 (2007): Verordnung des Bundesministers für Land- und Forstwirtschaft, Umwelt und Wasserwirtschaft über Interventionen bei radiologischen Notstandssituationen und bei dauerhaften Strahlenexpositionen (Interventionsverordnung – IntV).
- Bkw – BKE Energie AG (2015a): Einreichung Stilllegungsprojekt und Gesuch auf Anordnung der Stilllegung nach Art. 28 KEG betreffend das Kernkraftwerk Mühleberg.
- Bkw – BKE Energie AG (2015b): Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg – Teilbericht 2: Umweltverträglichkeitsbericht.
- Bkw – BKE Energie AG (2016a): Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg – Hauptbericht: Stilllegungsprojekt.
- Bkw – BKE Energie AG (2016b): Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg – Teilbericht 1: Störfallbetrachtungen und Notfallschutzmassnahmen.
- Bkw – BKE Energie AG (2016c): Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg – Teilbericht 3: Bericht zur Sicherung.
- BMLFUW – Bundesministerium für Land- und Forstwirtschaft, Umwelt und Wasserwirtschaft (2014): Maßnahmenkatalog für radiologische Notstandssituationen. Arbeitsunterlage für das behördliche Notfallmanagement auf Bundesebene gemäß Interventionsverordnung, Wien, Juli 2014.
- ENSI – Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (2009a): Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang, ENSI-A05/d, 2009.
- ENSI – Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (2009b): Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen, ENSI -A06, 2009.
- ENSI – Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (2014): Stilllegung von Kernanlagen, Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen ENSI-G17/d, 2014.
- EUROPEAN COMMISSION (2000): Commission Recommendation of 8 June 2000 on the application of Article 36 of the Euratom Treaty concerning the monitoring of the levels of radioactivity in the environment for the purpose of assessing the exposure of the population as a whole.
- EUROPEAN COMMISSION (2011a): Council Directive 2011/70/EURATOM of 19 July 2011 establishing a Community framework for the responsible and safe management of spent fuel and radioactive waste.
- EUROPEAN COMMISSION (2011b): Council Directive 2011/92/EU of the European Parliament and of the Council of 13 December 2011 on the assessment of the effects of certain public and private projects on the environment.
- EUROPEAN COMMISSION (2013a): Council Directive 2013/59/Euratom of 5 December 2013 laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation, and repealing Directives 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom and 2003/122/Euratom.
- EUROPEAN COMMISSION (2013b): Guidance on the Application of the Environmental Assessment Procedure for Large-Scale Transboundary Projects.

- EUROPEAN COMMISSION (2014): Council Directive 2014/52/EU of the European Parliament and of the Council of 16 April 2014 amending Directive 2011/92/EU on the assessment of the effects of certain public and private projects on the environment.
- IAEA – International Atomic Energy Agency (2014): Managing Environmental Impact Assessment for Construction and Operation in New Nuclear Power Programmes. NUCLEAR ENERGY SERIES No. NG-T-3.11. IAEA, Vienna, 2014.
- ICRP – International Commission on Radiological Protection (2007): The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection” ICRP Publication 103.
- SCHWEIZERISCHER BUNDESRAT (2003), Kernenergiegesetz (KEG), SR 732.1, 21. März 2003.
- SCHWEIZERISCHER BUNDESRAT (2012), Kernenergieverordnung (KEV), SR 732.11, 10. Dezember 2004 (Stand 1. Mai 2012).
- SCHWEIZERISCHER BUNDESRAT (2014), Strahlenschutzverordnung (StSV), SR 814.501, 22. Juni 1994 (Stand 1. Januar 2014).
- SCHWEIZERISCHER BUNDESRAT (2015), Umweltschutzgesetz (USG), SR 814.01, 7. Oktober 1983 (Stand 1. April 2015).
- UNECE – United Nations Economic Commission for Europe (1991): Convention on Environmental Impact Assessment in a Transboundary Context (Espoo, 1991).



## 8 GLOSSAR

AMM .....	Accident Management Measures
ARBEEK .....	Autarke redundante Brennelementlagerbeckenkühlung
ARBEEK-B.....	Arbek-Betriebssystem
ARBEEK-N.....	Arbek-Notfallsystem
ARBEEK-R.....	Arbek-Rückwirkungsschutz
ARBEEK-S.....	Arbek-Sicherheitssystem
ARBEEK-Z.....	Arbek-Zusatzverschluss
BAFU .....	Bundesamt für Umwelt
BE.....	Brennelement
BEB .....	Brennelementlagerbecken
BKW .....	BKE Energie AG
BMLFUW .....	Bundesministerium für Land- und Forstwirtschaft, Umwelt und Wasserwirtschaft
BWR .....	Boiling Water Reactor (Siedewasserreaktor)
CDF .....	Core Damage Frequency
CWS .....	Kühlwassersystem
DSA .....	Deterministische Störfallanalyse
EE.....	Externe Ereignisse
EIA .....	Environmental Impact Assessment
EIAR .....	Environmental Impact Assessment Report
ENSI .....	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat
EU .....	European Union
EURATOM .....	European Atomic Energy Community
EUR .....	European Utility Requirements
EIA .....	Environmental Impact Assessment
FDF .....	Fuel Damage Frequency
GDOS.....	Generaldirektor für Umweltschutz
GVA.....	Gemeinsam verursachte Ausfälle
HLW .....	High-Level Waste (hoch radioaktiver Abfall)
IE .....	Interne Ereignisse
ILW .....	Intermediate Level Waste (mittel radioaktiver Abfall)
IAEA .....	International Atomic Energy Agency
ICRP .....	International Commission on Radiological Protection
KKM.....	Kernkraftwerk Mühleberg

KKW .....	Kernkraftwerk
LERF .....	Large Early Release Frequency
LILW .....	Low and Intermediate Level Waste
LLW .....	Low Level Waste (schwach radioaktiver Abfall)
LRF .....	Large Release Frequency
NEA-OECD .....	Nuclear Energy Agency of the Organization for Economic and Co- operation Development
NPP.....	Nuclear Power Plant
NRC .....	Nuclear Regulatory Commission
PDS.....	Plant Damage State
PSA .....	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PWR .....	Pressurized Water Reactor (Druckwasserreaktor)
RADD .....	Radioactive Discharges Database
RW .....	Radioactive Waste
SF .....	Spent Fuel
SLERF .....	Shutdown Large Early Release Frequency
SUP.....	Strategische Umweltprüfung
SUSAN.....	Spezielles Unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme
TRAR .....	Total Risk of Activity Release
UN .....	United Nations
UVE .....	Umweltverträglichkeitserklärung
UVEK .....	Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation
UVB.....	Umweltverträglichkeitsbericht
UVP .....	Umweltverträglichkeitsprüfung
VLLW .....	Very Low Level Waste (sehr schwach radioaktiver Abfall)
WANO .....	World Association of Nuclear Operator
WENRA .....	Western European Nuclear Regulators Association
ZWILAG .....	Zwischenlager Würenlingen AG

## 9 ANNEX: FRAGEN BZW. VORLÄUFIGE EMPFEHLUNGEN

Zusammenfassend ergeben sich die im Folgenden dargestellten Fragen beziehungsweise vorläufigen Empfehlungen in Bezug auf die Inhalte der Dokumentation des Stilllegungsprojekts.

### A. Der Stand von Wissenschaft und Technik in Bezug auf kerntechnische Anlagen

Keine Fragen und Empfehlungen in diesem Bereich.

### B. Beurteilung der Angemessenheit des vorgeschlagenen Bezugsrahmens

Es wird ersucht, folgende Empfehlung zu berücksichtigen, um eine mögliche Betroffenheit Österreichs nachvollziehbar bewerten zu können:

- B.1** Der Transport der radioaktiven Abfälle sowie der abgebrannten Brennelemente vom KKM zur ZWILAG wurde im Bericht nicht ausreichend behandelt. Einige Unfall-Ereignisse während des Transports könnten zu nachteiligen radiologischen Auswirkungen auch auf Österreich führen.
- B.1.2** Es wird daher empfohlen, die radiologischen Auswirkungen des Transports von radioaktiven Abfällen sowie von abgebrannten Brennelementen zu evaluieren bzw., falls diese Analysen schon durchgeführt wurden, die entsprechenden Ergebnisse zu präsentieren.

### C. Störfälle und Unfälle

Die folgenden Fragen wären zu beantworten, um eine mögliche Betroffenheit Österreichs nachvollziehbar bewerten zu können. Darüber hinaus wären auch folgende Empfehlungen in Betracht zu ziehen:

- C.1** Lagerung der Brennstoffe während der Vorbereitungsphase im Reaktorbehälter (9 Monate lang):
  - C.1.1** *Wie wird der ordnungsgemäße Betrieb der bestehenden Systeme für die Nachwärmeabführung des Reaktorbehälters gewährleistet?*
  - C.1.2** *Wie lange wird während der mindestens 9 Monate dauernden Vorbereitungsphase der Reaktorbehälterdeckel geöffnet und der Reaktor geflutet bleiben?*
  - C.1.3** *Besteht eine Möglichkeit, die Brennelemente früher als nach 9 Monaten aus dem Reaktorbehälter zu entfernen? (Wie) würden sich dann die Ergebnisse der DSA und PSA verändern (in Bezug auf höhere Nachzerfallswärme der Brennelemente)?*
- C.2** Das Kapitel 4.3.32 (Flugzeugabsturz) enthält Unklarheiten:
  - C.2.1** Es wäre wünschenswert, wenn ein Ereignis „Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude“ für verschiedene Flugzeugkategorien (einschließlich einem großen Verkehrsflugzeug) untersucht werden würde.

- C.3** Das 10.000-jährige Erdbeben wird „nach gültiger Erdbebengefährdung“ zugrunde gelegt:
  - C.3.1** *Welchen Lastannahmen entspricht dieses 10.000-jährige Erdbeben?*
  - C.3.2** *Werden dabei bereits die Ergebnisse des Pegasos Refinement Project berücksichtigt?*
- C.4** Eine Diskussion wäre wünschenswert, inwieweit eine Beschleunigung der Verbringung der Brennelemente aus dem Reaktorgebäude Vorteile mit sich bringen kann. Sollte sich im Falle eines anzunehmenden Erdbebens, für welches die Anlage nicht ausgelegt ist, ein Ereignisablauf mit Freisetzung ergeben, so kann unter bestimmten Umständen eine Betroffenheit Österreichs nicht ausgeschlossen werden.
  - C.4.1** Vor dem Hintergrund nicht ausschließbarer externer Ereignisse (Erdbeben, Flugzeugabsturz) wären Szenarien eines beschleunigten Abtransportes der Brennelemente aus dem Brennelementlagerbecken ins ZWILAG zu entwerfen, sodass Ereignisse mit Freisetzungen, welche auch das Potential einer Beeinträchtigung Österreichs in sich bergen könnten, vermieden werden können.
  - C.4.2** *Welche Maßnahmen sind grundsätzlich möglich um den Zeitraum bis zur Brennstofffreiheit der Anlage verringern zu können?*
- C.5** Nicht genügend evaluiertes/präsentiertes Ereignis „Absturz des Brennelementbehälters im Maschinenhaus“ in der DAS:
  - C.5.1** *Was sind die Konsequenzen dieses Ereignisses in der DSA im Leistungsbetrieb?*
  - C.5.2** *Wie würden sich die Konsequenzen dieses Ereignisses verändern, wenn die Brennelemente früher aus dem Reaktor (bzw. Reaktorgebäude) entfernt würden?*
- C.6** In der DSA für Stilllegung wurden nur die Stilllegungsphasen 1 und 2 behandelt und in der PSA nur die Stilllegungsphase 1. Allerdings stellt die Lagerung des Brennstoffs im offenen Reaktorbehälter während der Vorbereitungsphase eine gewisse Gefährdung dar, die zu erheblichen nachteiligen grenzüberschreitenden Auswirkungen auf Österreich führen könnte:
  - C.6.1** *Die Vorbereitungsphase wurde mit der DSA im Leistungsbetrieb abgedeckt. Was sind die Ergebnisse der DSA im Leistungsbetrieb?*
  - C.6.2** *Was sind die Ergebnisse PSA für die Vorbereitungsphase?*
- C.7** Die Ergebnisse der PSA sind ohne Darstellung ihrer Unsicherheiten nur von begrenzter Aussagekraft:
  - C.7.1** *Welche sind die 5%-, 50%- und 95%-Fraktile der FDF sowie der SLERF?*
  - C.7.2** *Sind die angegebenen Werte der FDF/SLERF die Mittelwerte oder die Medianwerte?*
- C.8** Die Gefährdungen, die während des Transports der radioaktiven Abfälle sowie der abgebrannten Brennelemente vom KKM zur ZWILAG, auftreten können:
  - C.8.1** *Wer ist für die Aufsicht beim Transport der Abfälle vom KKM zur ZWILAG verantwortlich?*
  - C.8.2** *Wurden die Gefährdungen, die während des Transports auftreten können, analysiert?*



**Umweltbundesamt GmbH**

Spittelauer Lände 5  
1090 Wien/Österreich

Tel.: +43-(0)1-313 04

Fax: +43-(0)1-313 04/5400

[office@umweltbundesamt.at](mailto:office@umweltbundesamt.at)

[www.umweltbundesamt.at](http://www.umweltbundesamt.at)