

## 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 Brennelementelagerbecken 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 ( $\sim 85\%$ ). 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 ( $\sim 6\%$ ).

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?*