

Stellungnahme im Rahmen des grenzüberschreitenden UVP- Verfahrens KKW Loviisa, Finnland Programm der Umweltverträglichkeitsprüfung

Das finnische Umweltministerium hat der Republik Österreich gemäß Artikel 3 der Übereinkommens über die Umweltverträglichkeitsprüfung im grenzüberschreitenden Rahmen und Art. 7 der europäischen UVP-Richtlinie das Programm der Umweltverträglichkeitsprüfung (Loviisa Nuclear Power Plant, Environmental Impact Assessment Programme, Fortum, Espoo, August 2020) mit einer Zusammenfassung (Kernkraftwerk Loviisa, des Programms der Umweltverträglichkeitsprüfung für die internationale Anhörung, Fortum, Espoo, August 2020) übermittelt.

Derzeit befindet sich das UVP-Verfahren in der ersten Phase - sog. Abgrenzung des Untersuchungsrahmens (Vorverfahren, Scoping).

Die koordinierende Behörde ist das finnische Ministerium für Wirtschaft und Beschäftigung.

Der Betreiber und Eigentümer des KKW Loviisa Fortum Power and Heat Oy ist dabei, die Verlängerung des kommerziellen Betriebs des KKW um maximal etwa 20 Jahre über die derzeitige Betriebsgenehmigungsdauer hinaus zu prüfen. Fortum wird zu einem späteren Zeitpunkt die Entscheidung über eine mögliche Betriebsverlängerung des Kernkraftwerks und den Antrag auf neue Betriebsgenehmigungen treffen. Eine andere Möglichkeit ist die Fortsetzung der Stilllegungsphase, wenn die derzeitigen Betriebsgenehmigungen des Kraftwerks auslaufen.

Der Betreiber hat drei Varianten für die UVP entwickelt:

- Laufzeitverlängerung um „maximal etwa 20 Jahre“, die Stilllegung des KKW und der Rückbau
- Stilllegung des KKW nach dem Ablauf der derzeit gültigen Genehmigung (2027 / 2030), Rückbau
- Stilllegung des KKW nach dem Ablauf der derzeit gültigen Genehmigung (2027 / 2030), Rückbau, Konditionierung und Endlagerung der radioaktiven Abfälle, die woanders in Finnland anfallen.

KKW Loviisa

Das KKW Loviisa produziert jährlich insgesamt etwa 8 TWh Strom für das finnische Netz. Auf das Kraftwerk entfallen etwa 11 % des Stromverbrauchs in Finnland (2018). Die Leistung der Blöcke wurde im Oktober 2017 auf 2 x 507 MW_e erhöht [1]. Ursprünglich erreichten die Blöcke die Leistung von 420 MW_e [1]. Die Blöcke erreichen weltweit die höchste Auslastung der installierten Leistung - im Jahr 2017 der erste Block 92,7%, und der zweite Block 92,6% [1].

Das KKW Loviisa wurde in Jahren 1971-1980 gebaut. Das Kraftwerk besteht aus zwei Kraftwerksblöcken, Loviisa 1 und Loviisa 2, sowie den zugehörigen Gebäuden und Lagereinrichtungen, die für die Entsorgung der abgebrannten Brennelemente und der radioaktiven Abfälle erforderlich sind. Loviisa 1 nahm seinen kommerziellen Betrieb im Jahr 1977 und Loviisa 2 im Jahr 1980 auf. Die derzeitige Betriebsgenehmigung der finnischen Regierung für Loviisa 1 ist bis Ende 2027 gültig, die Betriebsgenehmigung für Loviisa 2 bis Ende 2030.

Mit Ausnahme der abgebrannten Brennelemente werden die radioaktiven Abfälle aus dem KKW aufbereitet und im Endlager für schwach- und mittelaktive Abfälle (das SMA-Endlager) im Kraftwerksbereich endgelagert.

Die Blöcke des KKW sind mit den Reaktoren der sowjetischen Planung und Herstellung VVER-440/213 ausgestattet. Auch die meisten Komponenten des primären Kreislaufs wurden in den sowjetischen Betrieben hergestellt [2].

Laufzeitverlängerung

Jede Entscheidung über eine Laufzeitverlängerung für ein Kernkraftwerk sollte sich mit folgenden Thesen auseinandersetzen (übernommen aus [4]):

- Laufzeitverlängerungen und der Betrieb von gealterten Kernkraftwerken erhöhen die nuklearen Risiken in Europa.

Die Alterung von Kernkraftwerken birgt ein deutlich erhöhtes Risiko für schwere Unfälle und radioaktive Freisetzungen. Dieses deutlich erhöhte Risiko wird durch den Weiterbetrieb von Altanlagen infolge von Laufzeitverlängerungen und Leistungserhöhungen nochmals signifikant erhöht. Daran können auch partielle Nachrüstungen wenig ändern.

- Alterungsprozesse erhöhen das Risiko von Störungen und Störfällen.

Die Ursache vieler sicherheitsrelevanter Ereignisse ist auf Alterungsprozesse zurückzuführen. Dies zeigen die Betriebserfahrungen. Alterungsprozesse wie Korrosion, Verschleiß oder Versprödung mindern die Qualität von Komponenten, Systemen und Strukturen bis hin zu deren Ausfall. Sicherheitsreserven schwinden, Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Sicherheitsfunktionen und damit auch das Potenzial zur Beherrschung von Störfällen sind dadurch eingeschränkt.

Insbesondere waren in den frühen Jahren der Entwicklung und Errichtung von Kernkraftwerken die verwendeten Materialien, Fertigungsprozesse und Prüfverfahren von geringerer Qualität als heute. Ebenso war das Wissen über Art und Ausmaß von alterungsbedingten Schädigungen der verwendeten Werkstoffe im Vergleich zu heute begrenzt. Daher sind für alte Kernkraftwerke Alterungsprozesse ein besonderes Problem.

- Alle realisierten europäischen Kraftwerkskonzepte sind sicherheitstechnisch veraltet.

Die meisten Kraftwerkskonzepte stammen aus den 1970er und 1980er Jahren. Die Errichtungs- und Betriebsgenehmigungen von vielen Kernkraftwerken sind bereits 30 und mehr Jahre alt. Damals wurden sie nach den Genehmigungsprüfungen als „sicher“ für den Betrieb zugelassen. Wesentliche

Sicherheitsprinzipien (wie Diversität, räumliche Trennung und Schutz vor externen Einwirkungen) wurden nicht oder nur begrenzt verwendet, insofern haben alte Kernkraftwerke aus heutiger Sicht, zahlreiche Auslegungsschwächen.

Bautechnische Trennungen von Sicherheitsbereichen, Redundanz, Unabhängigkeit der Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts, der Einbau diversitärer Techniken, all das wurde weit weniger konsequent konzeptionell umgesetzt als es nach heutiger Erkenntnis und heutigem Standard erforderlich wäre. Mit zunehmendem Alter der Anlagen werden diese konzeptionellen Abweichungen zum heute geforderten Sicherheitsniveau für neue Anlagen immer grösser.

- Neue Bedrohungsszenarien sind hinzugekommen.

Terroristische Angriffe, Flugzeugabstürze und andere Störmaßnahmen sowie extreme Natureinwirkungen, z. B. als Folge des deutlich zutage tretenden Klimawandels, können als reale Gefahren nicht mehr vernachlässigt werden. Sie verlangen spezielle darauf zugeschnittene Schutzmaßnahmen, die in der Auslegung bestehender Altanlagen nicht vorhanden sind und nur sehr begrenzt umgesetzt werden können. Die Einhaltung heutiger Sicherheitsstandards würde praktisch einen kompletten Neubau eines Kernkraftwerks bedingen.

- Um Laufzeitverlängerungen zu legitimieren werden die ursprünglichen Sicherheitsreserven verringert

Um das Risiko des Betriebs von Kernkraftwerken zu verringern werden nach der deterministischen Sicherheitsphilosophie Sicherheitsreserven bei der Auslegung einzelner Systeme und Komponenten eingeführt. Mit diesen Sicherheitsreserven werden unvorhergesehene Fehler im Material, in der Funktionsweise, in der Auslegung, oder in den sicherheitstechnischen Berechnungen vorsorgend ausgeglichen. Diese Sicherheitsreserven sind bei den gealterten Anlagen reduziert oder nicht mehr vorhanden. Heute durchgeführte Sicherheitsberechnungen nehmen darüber hinaus vielfach davon Kredit, dass sie die Sicherheitsreserven verringern, um zeigen zu können, dass der entsprechende Sicherheitsgrenzwert noch nicht erreicht ist. Das Versagensrisiko steigt entsprechend.

- Altanlagen sind nach heutigen Standards nicht genehmigungsfähig

Die schweren Kernkraftwerkunfälle von Three Mile Island, Tschernobyl und Fukushima haben jeweils gezeigt, dass die Kernkraftwerke nicht so sicher sind, wie gefordert und angenommen worden war. Das bedeutet, dass das Risiko der Altanlagen zum Zeitpunkt ihrer Genehmigung unterschätzt wurde. Insbesondere durch diese Unfälle wurde der Stand von Wissenschaft und Technik erweitert und die Anforderungen an Neuanlagen verschärft. Diese Anforderungen können in Altanlagen jedoch nicht ausreichend umgesetzt werden.

Für Altanlagen wird aus pragmatischen Gründen ein Risiko akzeptiert, das bei neuen Projekten nicht akzeptabel wäre. Kein Mitgliedstaat der EU würde einem derzeit betriebenen Kernkraftwerk eine neue Baugenehmigung erteilen.

- Die Aussage, dass die Sicherheit alter Kernkraftwerke durch Nachrüstungen kontinuierlich verbessert worden sei, verstellt den Blick.

Nachrüstungen dienen häufig der Beseitigung von Mängeln in der Anlage bzw. dem Schutz vor Risiken, die zum Zeitpunkt der Genehmigung hingenommen oder nicht erkannt worden waren. Die Nachrüstungen dienen somit häufig der Herstellung des „sicheren“ Zustands, der bei der Genehmigung schon vorausgesetzt aber nicht realisiert worden war.

- Nachrüstungsmaßnahmen sind prinzipiell begrenzt. Wesentliche konzeptionelle Schwächen alter Kernkraftwerke bleiben bestehen.

Sicherheitsanforderungen nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik lassen sich im Design alter Kernkraftwerke nicht vollständig umsetzen. Elementare Schwachstellen der veralteten Sicherheitskonzepte können nicht behoben werden. Ein erheblicher Teil des Sicherheitsstandards wird bereits bei der Auslegung des Kernkraftwerks festgelegt.

Der Stand von Wissenschaft und Technik hat sich weiterentwickelt. Die Reaktorsicherheitsforschung hat neue Erkenntnisse über früher nicht erkannte Risiken gewonnen. Hinzu kommen die gesammelten Erfahrungen aus Störungen, Störfällen bis hin zu schweren Unfällen. Daraus resultieren über Jahrzehnte gewachsene, erweiterte Anforderungen an Systeme, Strukturen und Komponenten, um früher nicht erkannte Schwächen zu beseitigen.

Beim Vergleich der Auslegungskonzepte bestehender Anlagen mit Neubaukonzepten bestehen markante Unterschiede, beispielsweise im Redundanzgrad, der Unabhängigkeit von Sicherheitssystemen, im Schutz gegen äußere Einwirkungen und bei der Beherrschbarkeit schwerer Unfälle.

Weiterentwickelte Anforderungen, die die Grundlagen des Sicherheitskonzepts und die Basisauslegung großer Strukturen betreffen (z. B. core catcher), können in existierenden Anlagen, u.a. aufgrund der räumlichen Gegebenheiten, nicht nachträglich implementiert werden.

Für bestimmte Ereignisabläufe wird versucht, mit zusätzlich bereitgehaltenen mobilen Einrichtungen Auslegungsdefizite zu kompensieren. Dies ist nicht gleichwertig zu einer Grundauslegung.

- Die Möglichkeiten des Alterungsmanagements sind limitiert.

Reparatur und Austausch der von Alterung betroffenen Komponenten, sofern überhaupt möglich, können nur lokal begrenzt Defizite beseitigen. Schäden in Komponenten, Systeme und Strukturen, die nicht ausgetauscht werden können (wie etwa den Reaktordruckbehälter) oder sollen, bedeuten einen dauerhaften und, bei fortschreitenden Alterungsprozessen, zunehmenden Abbau ursprünglich eingebauter Sicherheitsreserven. Mit Maßnahmen wie zusätzlichen Inspektionen oder Prüfungen, die häufig als Ersatz für eine Behebung der festgestellten Abweichungen eingeführt werden, kann der Schadensverlauf allenfalls beobachtet, der Verlust an Sicherheit aber nicht kompensiert werden. Durch Zulassung von Ersatzmaßnahmen anstelle der Wiederherstellung eines einwandfreien Zustands seitens der zuständigen Stellen wird ein Weiterbetrieb auf niedrigerem Sicherheitsniveau zu legitimieren versucht.

Die Komplexität der Alterungsproblematik erlaubt keine insgesamt sichere Vorhersage der Alterungseffekte und erschwert vorsorgeorientierte Strategien zu deren Beherrschung. Neuartige oder nicht angemessen berücksichtigte Phänomene, aber auch unerwartete Interaktionen, haben vorzeitige und unerwartete Ausfälle von Sicherheitseinrichtungen zur Folge. Die tatsächliche Entwicklung alterungsbedingter Schäden kann in der Realität deutlich vom prognostizierten Verlauf abweichen. Das System der betriebsbegleitenden Funktionsprüfungen und Inspektionen ist nicht in der Lage, alle Alterungsvorgänge rechtzeitig und sicher zu erfassen, bevor sie zu sichtbaren Schäden oder Ausfällen führen. Auch in sicherheitstechnisch äußerst sensiblen Bereichen können Schäden über lange Zeiträume unentdeckt vorliegen und ein erhebliches Ausmaß erreichen. Unter höheren Betriebsbelastungen, wie sie z. B. im Störfallablauf auftreten, können solche latent vorliegenden Fehler akut werden. Die Einführung eines Alterungsmanagements kann die Zunahme der Risiken einer fortschreitenden Alterung abmildern, aber nicht beseitigen.

- Nachrüstungsmaßnahmen und Reparaturen in Altanlagen beinhalten immer auch ein zusätzliches Risiko

Durch den Eingriff in die Sicherheitstechnik der bestehenden Anlage können neue Risiken etwa durch unvorhergesehene Wechselwirkungen geschaffen werden. Beim Umstieg auf neue technische Lösungen besteht das Problem der Kompatibilität mit der vorhandenen Technik. Bei alternden Komponenten nimmt das Problem der Ersatzteilbeschaffung zu, wenn diese aus dem Lieferprogramm genommen oder nicht mehr weiterentwickelt werden. Änderungen (Konstruktion, Material, Herstellungsverfahren) in der Lieferkette können zu unerwarteten Fehlern führen. Eine ausreichende Qualität, die eine Voraussetzung für den sicheren Betriebs ist, kann dann oftmals nicht mehr nachgewiesen werden.

- Fehlende Dokumentationen sowie Verlust an Know-How und Know-Why erschweren die Bewertung der Sicherheit von Altanlagen

Die ursprünglichen Sicherheitsnachweise für alte Kernkraftwerke weisen häufig Lücken auf, die nachträglich nicht mehr geschlossen werden können. Die verfügbaren technischen Dokumentationen entsprechen mitunter nicht dem vor Ort realisierten Stand. Angaben sind fehlerhaft oder sind unvollständig. Damit können der aktuelle Zustand und die tatsächlichen Eigenschaften der betroffenen Anlagenbereiche oder Komponenten nicht hinreichend sicher bestimmt und bewertet werden. Gleichwohl werden die fehlenden Daten häufig durch Annahmen ersetzt, die nicht ausreichend verifiziert werden können.

Die technische Dokumentation aus der Zeit der Planung, Errichtung und Inbetriebsetzung unterscheidet sich deutlich vom heutigen Standard. Die verfügbaren Daten und sonstigen Informationen ermöglichen vielfach keine Nachweisführung in einer Qualität, wie sie aktuell bei einer Neuauslegung notwendig wäre.

Nicht alle nach heutigem Kenntnisstand zum Nachweis einer ausreichenden Sicherheit notwendigen Aspekte und Kennwerte wurden berücksichtigt und sind dokumentiert. Sicherheitsbewertungen sind nur unter Annahmen möglich, die jedoch nicht ausreichend abgesichert werden können. Erschwerend kommt ein altersbedingter Verlust an Know-why und Know-how hinzu, da Erfahrungen und Wissen mit dem Personal in den Ruhestand gehen.

- Die Risiken von Altanlagen müssen bekannt sein, um ihre Sicherheit bewerten zu können.

Betreiber und Aufsichtsbehörden, unter deren Regie alte Kernkraftwerke betrieben werden, sind für die Prüfung und Genehmigung des Betriebs alternder Kernkraftwerke zuständig und bewerten ihre Sicherheit. Ihre Aussagen über die Sicherheit einer Anlage sind lediglich rechtlich normative Bewertungen. Die Verlässlichkeit von Aussagen zur Sicherheit hängt entscheidend von der Qualität der verfügbaren Informationen ab und vom angelegten Bewertungsmaßstab. Entscheidend ist, welche Informationen verfügbar sind und welcher Bewertungsmaßstab angelegt wird.

Eine hundertprozentige technische Sicherheit, d.h. der Ausschluss eines Unfalls, ist eine Fiktion. Die Entscheidung über „sicher“ oder „nicht sicher“ ist eine Wertung darüber, welche verbleibenden Risiken bei Kernkraftwerken noch geduldet werden. Die Aussage, ein altes Kernkraftwerk sei sicher, ist wertlos und nicht nachvollziehbar, wenn nicht zugleich die verbleibenden Risiken genannt werden und darüber transparent informiert werden. Das ist in aller Regel jedoch nicht der Fall.

- Fehlende Transparenz erschwert eine Bewertung der Risiken für Dritte

Das Verfahren der Sicherheitsüberprüfungen der in Betrieb befindlichen Anlagen ist für Dritte nicht transparent. Es fehlen prozedurale Festlegungen, mit denen für alle Betroffenen ein ausreichender Zugang zu Informationen und eine angemessene Beteiligung an Entscheidungsprozessen sichergestellt werden. Die Darstellung und Bewertung des Risikos auf Basis des tatsächlichen Anlagenzustands, gemessen am aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik, gehören nicht zum Verfahren.

- Es gibt keine unabhängige internationale Überprüfungsinstanz und keine international verbindlichen Regeln zur Umsetzung von Sicherheitsanforderungen an Altanlagen.

In der Praxis kommt es darauf an, was vor Ort tatsächlich in den technischen Ausführungen realisiert wird und wie die Regeln real angewandt werden. International gibt es keine unabhängigen Prüfinstanzen, die die Umsetzung von Regeln kontrollieren könnten. Zudem lassen international vereinbarte Sicherheitsanforderungen bei Anwendung auf alte Anlagen immer die Ausnahme zu, dass Maßnahmen nur dann umgesetzt werden müssen, wenn sie vernünftig machbar („reasonably practical“ oder „reasonably achievable“) sind. Dies wird vielfach auch von wirtschaftlichen Faktoren bestimmt. Von Altanlagen wird das Erreichen des für Neuanlagen geltenden Stands von Wissenschaft und Technik zwar als Ziel aber nicht als Ganzes verlangt. Damit bleibt es weitgehend den nationalen

Aufsichtsbehörden überlassen, inwieweit aktuelle Anforderungen angewandt und tatsächlich umgesetzt werden. Es gibt keine international verbindlichen Normen, auch nicht in Europa.

Reaktordruckbehälter im KKW Loviisa

Ähnlich wie die anderen Anlagen mit den VVER Reaktoren wurde auch die Anlage in Loviisa für die Betriebsdauer von 30 Jahren konzipiert und ausgelegt. Dies betrifft auch den Reaktordruckbehälter. Der Werkstoff des Reaktordruckbehälters im 1. Block war jedoch schon nach 19 Jahren der Neutronenbestrahlung in einem Zustand, dass die Glühung im Jahr 1996 durchgeführt (von Škoda JS) werden musste [2], mit dem Ziel, den Werkstoff des Reaktordruckbehälters zu regenerieren. Dieser Zustand war wahrscheinlich auch die Ursache für die reduzierte Leistung der Blöcke von 420 MW_e (statt ca. 440 MW_e).

Die folgende Tabelle belegt, dass die Probleme mit dem Reaktordruckbehälter in Loviisa keinen Zufallsfehler beim Hersteller darstellen, sondern eher einen systematischen Fehler:

Regenerierungsglühung der Reaktordruckbehälter VVER 440 [3]

| Kernkraftwerk | Block | Reaktortyp | Inbetriebnahme | Glühung | Stilllegung |
|--------------------|-------|------------|----------------|---------|-------------|
| Nowoworonjesch | 3 | V-179 | 1972 | 1987 | 2016 |
| Metsamor | 1 | V-230 | 1976 | 1988 | |
| Greifswald | 1 | V-230 | 1974 | 1988 | 1990 |
| Kola | 1 | V-230 | 1973 | 1989 | |
| Kola | 2 | V-230 | 1974 | 1989 | |
| Kozloduj | 1 | V-230 | 1984 | 1989 | 2002 |
| Kozloduj | 3 | V-230 | 1981 | 1989 | 2006 |
| Greifswald | 2 | V-230 | 1975 | 1990 | 1990 |
| Greifswald | 3 | V-230 | 1978 | 1990 | 1990 |
| Nowoworonjesch | 3 | V-179 | 1972 | 1991 | 2016 |
| Nowoworonjesch | 4 | V-179 | 1973 | 1992 | |
| Kozloduj | 2 | V-230 | 1975 | 1992 | 2002 |
| Jaslovské Bohunice | 2 | V-230 | 1981 | 1993 | 2008 |
| Jaslovské Bohunice | 1 | V-230 | 1980 | 1993 | 2006 |
| Loviisa | 1 | V-213 | 1977 | 1996 | |

Anzumerken ist, dass die Glühung nicht immer zu den erwünschten Ergebnissen führt und ggf. wiederholt werden muss (Nowoworonjesch 3). Zur Erneuerung der Eigenschaften des Werkstoffs kommt es nach der Glühung nämlich nur partiell [3]. Die meisten VVER Reaktoren, bei denen die Glühung angewendet wurde, wurden schon stillgelegt.

Bei jeglichen Erwägungen zum Thema der Laufzeitverlängerung speziell der Blöcke des KKW Loviisa müssen mindestens folgende Punkte in Betracht genommen werden:

- die Überschreitung der ursprünglich geplanten Lebensdauer von 30 Jahren, für die die Anlage konzipiert und ausgelegt wurde,
- die Erhöhung der Leistung auf 121 %,
- hohe Auslastung der Blöcke (ca. 90%)
- die Probleme mit dem Werkstoff des Reaktordruckbehälters.

Da das Versagen des Reaktordruckbehälters zu sehr großen Freisetzungen der radioaktiven Stoffe in die Umwelt führen kann, die die Umwelt auch im mitteleuropäischen Raum gefährden könnten, ist in der Variante „Laufzeitverlängerung“ im Detail insbesondere der Zustand des Werkstoffs der beiden Reaktordruckbehälter zu prüfen und zu belegen. Dies betrifft jedoch auch weitere Komponenten des Primärkreislaufs.

Stilllegung und Rückbau der Anlage

Zu der Stilllegung und zum Rückbau der Anlage sind in den vorhandenen Unterlagen keine detaillierten und konkreten Informationen.

Aus der Sicht der schwerwiegenden Unfälle mit großen Freisetzungen der radioaktiven Stoffe sind vor allem folgende Angaben und Informationen wichtig:

- radioaktives Inventar am Standort zum Zeitpunkt der Stilllegung (Brennelemente im Reaktor, im Abklingbecken, im Zwischenlager)
- radioaktives Inventar am Standort zum Zeitpunkt der Eröffnung der Rückbauphase
- detaillierte Beschreibung der Rückbauphasen mit den erforderlichen Bedingungen (Alle Anlagenteile, die für den Einschluss der radioaktiven Stoffe notwendig sind, müssen bis zum Abbau der letzten radioaktiven Komponente als Barriere intakt bleiben.)
- detaillierte Beschreibung der Behandlung der radioaktiven Abfälle und der abgebrannten Brennelemente nach der Stilllegung mit Beschreibung der Transportbehälter sowie Beschreibung der Sicherheits- und Strahlenschutzmaßnahmen.

Es ist zu erwarten, dass die nächste Phase des UVP-Verfahrens konkrete, aussagekräftige und vollständige Informationen bringt, die ermöglichen, wahre Risiken und Auswirkungen des Vorhabens auf Umwelt einzuschätzen und zu bewerten.

Quellenverzeichnis

[1] Jaderná elektrárna Loviisa zajistila 11 % elektriny Finska v roce 2018, <https://atominfo.cz/2019/01/jaderna-elektrarna-loviisa-zajistila-11-elekriny-finska-v-roce-2018/>

[2] Zdebor, J.: Škoda JS - 60 let pro jádro, Škoda JS, a.s., Plzeň, květen 2016

[3] Říha, T.: Studium radiačního poškození nádoby reaktoru VVER-440 Jaderné elektrárny Dukovany, Vysoké učení technické v Brně, Brno 2011

[4] Kol.: Risiken von Laufzeitverlängerungen alter Atomkraftwerke, International Nuclear Risk Assessment Group, Wien, Oktober 2019

Linz, am 18. Oktober 2020

Für das Land Oberösterreich:

A handwritten signature in blue ink, appearing to read 'Münzler', written in a cursive style.

(Dipl. Ing. [REDACTED])