

## STELLUNGNAHME DES INVESTORS IM RAHMEN DER GRENZÜBERSCHREITENDEN UMWELTVERTRÄGLICHKEITSPRÜFUNG

zum Vorhaben: Bau und Betrieb des ersten Kernkraftwerkes in Polen  
mit der elektrischen Leistung von bis zu 3.750 MWe auf dem Gebiet  
der Gemeinden: Choczewo oder Gniewino und Krokowa

---

Die Antwort des Investors auf die Stellungnahme der deutschen Seite vom 12. Dezember 2022 gesendet von: Ministerium für Klimaschutz, Landwirtschaft, ländliche Räume und Umwelt Mecklenburg-Vorpommern (Aktenzeichen: 416-07300-2016/007-046), Sächsisches Staatsministerium für Energie, Klimaschutz, Umwelt und Landwirtschaft (Aktenzeichen: 21-8301/2/21) und Landkreis Uckermark (Aktenzeichen: 68.032022/1443), zum UVP-Bericht gesendet am 16. September 2022

---

Erarbeitungsdatum: 17. März 2023

März, 2023



**Świadomie o atomie**  
energia jądrowa w Polsce

**Polskie Elektrownie Jądrowe sp. z o.o.**

**Als Antwort auf die Stellungnahme des betroffenen Staates – Deutschland, übermittelt mit dem Schreiben vom Ministerium für Klimaschutz, Landwirtschaft, ländliche Räume und Umwelt Mecklenburg-Vorpommern am 12. Dezember 2022, Aktenzeichen: 416-07300-2016/007-046, vom Sächsischen Staatsministerium für Energie, Klimaschutz, Umwelt und Landwirtschaft vom 12. Dezember 2022, Aktenzeichen: 21-8301/2/21, und vom Landkreis Uckermark am 12. Dezember 2022, Aktenzeichen: 68.032022/1443, betreffend der grenzüberschreitenden Konsultationen nach Artikel 4 und 5 der Espoo-Konvention zur grenzüberschreitenden UVP, abgefasst in Espoo am 25. Februar 1991 (so-genannte Espoo-Konvention), im Rahmen der grenzüberschreitenden Umweltverträglichkeitsprüfung zum Vorhaben: Bau und Betrieb des ersten Kernkraftwerkes in Polen mit der elektrischen Leistung von bis zu 3.750 MWe auf dem Gebiet der Gemeinden: Choczewo oder Gniewino und Krokowa, legen wir hiermit die Stellungnahme und Erläuterungen bezüglich der Anmerkungen gemeldet von den o.g. deutschen Behörden zu dem UVP-Bericht sowie der Dokumentation für das grenzüberschreitend Umweltverträglichkeitsverfahren (so genannte grenzüberschreitende Dokumentation).**

**Anmerkungen des Ministeriums für Klimaschutz, Landwirtschaft, ländliche Räume und Umwelt Mecklenburg-Vorpommern:**

**1. Anwendung der internationalen Sicherheitsvorgaben**

**Am 2. November 2022 hat das polnische Kabinett in einem Beschluss offiziell bestätigt, dass das US-amerikanische Unternehmen Westinghouse Electric Company für den Bau des ersten KKW des Landes mit dem Reaktortyp AP1000 (europäische Ausführung) ausgewählt wurde.<sup>1</sup> Während der Erarbeitung der UVP-Unterlagen war die Wahl des Reaktortyps noch nicht offiziell getroffen worden. Es ergeben sich folgende Fragen:**

- 1.1. Wurden bei der Abschätzung möglicher Auswirkungen rechnerische oder experimentelle Daten zur Funktionsweise, Effektivität sowie Zuverlässigkeit der bei diesem Reaktortyp eingesetzten passiven Sicherheitssysteme berücksichtigt? Wird es spezifische regulatorische Anforderungen geben (siehe Report Regulatory Aspects of Passive Systems – WENRA), um die Funktionalität passiver Sicherheitssysteme zu gewährleisten sowie deren Zuverlässigkeit zu bewerten?**

Die Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke sind in polnischen Vorschriften enthalten:

- im Gesetz vom 29. November 2000 – Atomgesetz (Amtsblatt von 2021, Pos. 1941)<sup>2</sup> (im Folgenden: Atomgesetz);

---

<sup>1</sup> Quelle: <https://www.nucnet.org/news/government-confirms-westinghouse-selected-to-build-firstnuclear-station-11-4-2022>

<sup>2</sup> <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/DocDetails.xsp?id=wdu20010030018>

- In der Verordnung des Ministerrates vom 31. August 2012 über die Vorschriften zur nuklearen Sicherheit und radiologischem Schutz, die von der kerntechnischen Anlage berücksichtigt werden sollen (Amtsblatt vom Jahr 2012, Pos. 1048)<sup>3</sup> (im Folgenden: Projektverordnung);
- In der Verordnung des Ministerrates vom 31. August 2012 über den Umfang und die Durchführungsart der Sicherheitsanalysen ausgeführt vor der Beantragung einer Genehmigung für den Bau einer kerntechnischen Anlage und den Bereich des vorläufigen Sicherheitsberichts für die kerntechnische Anlage (Amtsblatt vom Jahr 2012, Pos. 1043)<sup>4</sup> (im Folgenden: Sicherheitsanalysenverordnung);

Nach der Durchführung der vorläufigen Konformitätsanalyse von dem Technologielieferanten (Westinghouse Electric Company LLC – im Folgenden: WEC) wurde aufgezeigt, dass der AP1000, als Reaktor der Generation III+, die aktuellen strengen Anforderungen von Nuklear- und Strahlungssicherheit erfüllt, bestimmt in:

- 1) Empfehlungen der Western European Nuclear Regulators' Association (im Folgenden: WENRA)<sup>5</sup>,
- 2) Sicherheitsstandards der Internationale Atomenergie-Organisation (im Folgenden: IAEA) – auch diejenige die nach Fukushima aktualisiert wurden, insbesondere in der Publikation Nr SSR-2/1 (Rev.1)<sup>6</sup>,
- 3) EU-Richtlinie zur nuklearen Sicherheit (2014/87/EURATOM)<sup>7</sup>,
- 4) Anforderungen europäischer Energieunternehmen (im Folgenden: EUR)<sup>8</sup>,
- 5) sowie in den Vorschriften des polnischen Atomgesetzes und relevanter Durchführungsverordnungen).

Es ist erwähnenswert, dass polnische Vorschriften bezüglich der Sicherheit kerntechnischer Anlagen in den wichtigsten Punkten mit den genannten EU-Rechtsvorschriften und internationalen Sicherheitsstandards übereinstimmen, sowie mit den EUR-Anforderungen. Überdies, sie berücksichtigen die Hauptschlussfolgerungen vom Unfall in Fukushima, die sich aus den 2011-2012 durchgeführten sog. „Stresstests“ der europäischen Kernkraftwerke ergeben haben – dies betrifft vor allem: Stromversorgung (einschließlich einer größeren Autonomie in Bezug auf die KKW Stromversorgung), Quellen für alternative Kühlung, angemessene Sicherheitsvorräte, Vermeidung des Cliff-edge-Effekts (eng. *cliff-edge effect*)<sup>9</sup>

<sup>3</sup> <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/DocDetails.xsp?id=WDU20120001048> Insbesondere die Vorschriften: § 9 – bezüglich der Freisetzungen von radioaktiven Stoffen außerhalb des Reaktor-Containments im Fall von Notfallbedingungen, § 10 – probabilistische Sicherheitskriterien (übereinstimmend mit EUR-Dokument und aktuellen internationalen Standards).

<sup>4</sup> <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/DocDetails.xsp?id=wdu20120001043>

<sup>5</sup> WENRA Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants. November 2010; Safety of New NPP Designs. Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG. WENRA RHWG. March 2013.

<sup>6</sup> Safety of Nuclear Power Plants: Design. Specific Safety Requirements. IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1). International Atomic Energy Agency. Vienna, 2016.

<sup>7</sup> Council Directive 2014/87/EURATOM of 8 July 2014 amending Directive 2009/71/Euratom establishing a Community framework for the nuclear safety of nuclear installations.

<sup>8</sup> European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants. Revisions: from D (2012) to E2 (2021).

<sup>9</sup> Große Schäden (z.B. Einsturz der Anlage) nach geringer Überschreitung von zulässigen Parameterwerten.

und Entfernung von Wasserstoff aus dem Containment, die anschließend bei der Überarbeitung der IAEO-Leitlinien berücksichtigt worden sind (Dokument SSR-2/1 (Rev. 1)) im Jahre 2016, und auch im EUR Rev. E (erschieden im Jahr 2016).

Auf der Zertifizierungsetappe des AP1000-Projekts durch die U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC), wurde eine Reihe von Tests durchgeführt, in experimentellen Anlagen wie APEX<sup>10</sup>, gezielt auf:

- Bestätigung von Korrektheit der Maßnahmen und Effizienz der passiven Sicherheitssysteme;
- generieren von Daten zur Bestätigung von Analyseergebnissen geliefert von WEC für die Projektzertifizierung;
- erschließen von experimentellen Daten zum Benchmarking von thermohydraulischen Codes angewendet von US NRC.

Es wurden auch viele andere Tests und Analysen durchgeführt, wie z.B. in Sachen der Bestätigung der Möglichkeit, den geschmolzenen Kern im Reaktordruckbehälter zu erhalten und von außen zu kühlen (eng. *In-Vessel melt Retention, IVR*)<sup>11</sup>.

Anschließend, bei der Inbetriebnahme der Reaktorblöcke AP1000 im chinesischen KKW Sanmen 1 & 2 wurde ein erweiterter Bereich von Funktionstests („First Plant(s) Only Testing“) durchgeführt, die vor allem die passiven Sicherheitssysteme umfassten und ihre korrekte Funktionsweise bestätigt hatten, im Einklang mit den Projektvoraussetzungen<sup>12</sup>.

In 2021 hat der Investor vorläufige Sicherheitsbewertungen durchgeführt, im Rahmen der Konformitätsanalyse (eng. *compliance analysis*) der Projektlösungen von AP1000 mit den Anforderungen polnischer Vorschriften. Sie wurden anhand der technischen Daten und Informationen durchgeführt, die vom Lieferanten der KKW Technologie (WEC) zu den Bemerkungen des Investors und der nationalen Atomaufsichtsbehörde vorgelegt wurden. Im Rahmen der Analyse wurden vor allem die folgenden Bewertungen durchgeführt: Bewertung des passiven (Not-)Kernkühlsystems (eng. *passive core cooling system, PXS*), der Rückhaltung des geschmolzenen Kerns im Reaktordruckbehälter (eng. *in-vessel core melt retention*) und des passiven Kühlsystems für das Containment (eng. *passive containment cooling system, PCS*) – auch im Zusammenhang mit dem Ausfall der KKW Wechselstromversorgung (eng. *Loss of Off-Site Power, LOOP* und eng. *Station Black-Out, SBO*). Die Basisanalyse hat gezeigt, dass die Funktionsprinzipien, die Leistung und die Zuverlässigkeit der passiven Sicherheitssysteme korrekt sind und dass die AP1000-Konstruktion in hohem Maße den polnischen Anforderungen entspricht<sup>13</sup>.

---

<sup>10</sup> APEX-AP1000 Confirmatory Testing To Support AP1000 Design Certification (Non-Proprietary). NUREG-1826. U.S. NRC. Date Published: August 2005.

<sup>11</sup> Theofanous, T.G., et al., "In-Vessel Coolability and Retention of a Core Melt," DOE/ID-10460, July 1995.

<sup>12</sup> Poland AP1000® Plant Design Description. Westinghouse Electric Company (WEC). PPP-GW-GOR-100. Revision 0. July 2022.

<sup>13</sup> Poland AP1000 Units FEED Project: Compliance Assessment of the AP1000 Plant for the Poland Regulation on Nuclear Safety and Radiological Protection Requirements for Nuclear Facility Design, Dokumentcode: TEC\_BEZ\_BJOxx\_RY\_01001\_01\_EN

Vor der Antragstellung an den\*die Präsidenten\*in der Staatlichen Atomenergiebehörde (im Folgenden: PAA) auf Erteilung einer Baugenehmigung für ein Kernkraftwerk, wird der Investor die wichtigsten Aspekte der AP1000-Reaktorauslegungslösungen unter dem Gesichtspunkt der nuklearen Sicherheit analysieren (im Rahmen der in Artikel 39b des Atomgesetzes genannten "allgemeinen Stellungnahme"). Anschließend werden die Sicherheitslösungen und detaillierten Sicherheitsanalysen des 3-Block-KKW mit AP1000-Reaktoren von PAA im Rahmen des Baugenehmigungsverfahrens überprüft.

Im Rahmen dieser Analysen wird nicht nur die Konformität der eingesetzten technischen Lösungen mit den Anforderungen der polnischen Sicherheitsvorschriften im Fall einer kerntechnischen Anlage überprüft, sondern es werden auch alle aktuellen internationalen Sicherheitstandards und -empfehlungen berücksichtigt, einschließlich der WENRA – und zwar nicht nur der genannte Bericht „Report Regulatory Aspects of Passive Systems. WENRA RHWG. 01 June 2018“, sondern auch andere WENRA-Berichte, insbesondere:

- Report Safety of New NPP Designs. Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG. WENRA RHWG. March 2013,
- Report Practical Elimination Applied to New NPP Designs – Key Elements and Expectations. 17 September 2019.

Darüber hinaus sollte man in Betracht nehmen, dass Auslegungslösungen des AP1000-Reaktors bereits von drei ausländischen Atomaufsichtsbehörden lizenziert wurden:

- Die amerikanische US NRC: „AP1000 design certification“ (2005), „AP1000 design certification amendment“ (2011) und “Combined Construction and Operating Licenses (COL)” (2012) für Reaktorblöcke AP1000: Vogtle 3 & 4 und V.C. Summer 2&3,
- Die chinesische Behörde (NNSA): Baugenehmigung („construction permit“) erteilt im Jahr 2009 für AP1000-Blöcke: Sanmen 1 & 2 oraz Haiyang 1 & 2,
- Britische (ONR): “Design Acceptance Confirmation (DAC)” (2017) und zusätzlich “Statement of Design Acceptability (SoDA)”, erteilt von Environment Agency (2017).

**1.2. Die AP1000-Technologie besitzt Systeme die sowohl im Normalbetrieb als auch bei Störfällen, sicherheitstechnische Funktionen erfüllen. Wurde die Besonderheit dieses Designs hinsichtlich der vorbeugenden Fehlervermeidung bei der Betrachtung möglicher Störfälle und deren Auswirkung im Rahmen des UVP-Verfahrens berücksichtigt?**

Auslegungslösungen die bei Reaktorblöcken AP1000 angewendet wurden, wie Systeme von:

- technologischen Schutzmaßnahmen und Blockaden,
- Messsysteme und Steuerung – darunter Verarbeitung und Vorstellungsweise von Informationen über Schlüsselparameter für die Sicherheit,
- Steuerraum: Mensch-Maschine-Interface,

senken erheblich das Risiko von menschlichen Fehlern und schränken die potentiellen Folgen ein. Potentielle menschliche Fehler, sowie Maschinenschäden wurden in der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) berücksichtigt.

Der Technologielieferant des KKW (WEC) hat im Sicherheitsbericht vor der Realisierung<sup>14</sup> Informationen zum Thema der Berücksichtigung von menschlichen Fehlern in der PSA (Absatz 8.3.4, Tabelle 8A-2, 10.6, Kapitel 13) vorgestellt, die mit System- und Einrichtungsschäden gleichgestellt sind.

Analysen durchgeführt zum Zweck der Bearbeitung des UVP-Berichts berücksichtigen die Information aus dem PCSR.

Im Rahmen der vom Investor durchgeführten Konformitätsbewertung der Auslegungslösungen des AP1000 mit Anforderungen des polnischen Rechts – Atomgesetz, Projektverordnung und Sicherheitsanalysenverordnungen, wurde die Konformität mit den Anforderungen gegenüber der Mess- und Steuerungssysteme geprüft.

Insbesondere, mit dem Ziel das Risiko der menschlichen Fehler in polnischen Regulierungen zu mindern, wurden in § 86 der Projektverordnung entsprechende Instrumente eingeleitet, deren Ziel ist, die Automatisierung der Steuerungs- und Sicherheitssysteme für die Gewährleistung der nuklearen Sicherheit zu garantieren, wie folgt:

*„§ 86. 1. Das Projekt der kerntechnischen Anlage sichert die Automatisierung der Maßnahmen im Bereich der nuklearen Sicherheit, auf einem Niveau garantierend, dass die Tätigkeit des Betreibers der kerntechnischen Anlage nicht nötig sein wird in einer bestimmten Zeitspanne nach dem Geschehen von vorgesehenen Betriebsvorfällen oder erwägten Störfällen. Zugang zu Informationen notwendig für die Überwachung von den Folgen automatischer Handlungen ist für den Betreiber gesichert.*

*2. Die Inbetriebnahme und Steuerung der Systeme und Auslegungselemente der kerntechnischen Anlage werden automatisiert oder mit Nutzung von passiven Elementen ausgeführt, so dass die Notwendigkeit jeglicher Handlung seitens des Betreibers bis zu 30 Minuten nach dem postulierten auslösendem Ereignis nicht besteht. Jegliche Handlungen des Betreibers der kerntechnischen Anlage die notwendig sind, gemäß der Auslegung, in der Zeit bis zu 30 Minuten nach dem postulierten auslösenden Ereignis (eng. postulated initiating event), gebrauchen einer ausführlichen Begründung im Projekt der kerntechnischen Anlage“.*

Gemäß § 43. 1. der Auslegungsverordnung:

*„1. Die kerntechnische Anlage wird auf solch eine Weise angelegt, so dass die Möglichkeit des Auftretens von menschlichen Fehlern zu minimieren und deren Folgen zu begrenzen seien, mit besonderer Hinsicht auf die angemessene räumliche Anordnung der kerntechnischen Anlage und der Ergonomie“.*

Zusätzlich, gemäß der Verordnung über Sicherheitsanalysen (§ 7. 1.), müssen die Vorfälle ausgelöst durch menschliche Fehler in Betracht genommen werden bei der Bestimmung von postulierten auslösenden Ereignissen:

---

<sup>14</sup> AP1000® Pre-Construction Safety Report. UKP-GW-GL-793NP, Revision 1. Westinghouse Electric Company LLC. 2017.

---

*„Bei der Bestimmung interner postulierten auslösender Ereignisse wird folgendes berücksichtigt:*

*4) Vorfälle verursacht durch menschliche Fehler, die zu Beschädigungen aus gemeinsamen Grund herbeiführen können, insbesondere: fehlerhafte oder unvollständige Instandhaltung und Renovierungsarbeiten, unangemessene Einstellung des Steuerungsapparats und Sicherung, sowie Fehler von Arbeitern“.*

Die oben genannten Vorschriften wurden bei der Bewertung der Auslegungslösungen von AP1000 angewendet, wie oben beschrieben.<sup>15</sup>.

### **1.3. Auf welche Etappe des Vorhabens bezieht sich die „wiederholte Umweltverträglichkeitsprüfung“?**

Im polnischen Regelwerk wurden entsprechende Regulierungen bezogen auf die wiederholte Umweltverträglichkeitsprüfung in dem Gesetz vom 3. Oktober 2008 über den Zugang zu Informationen über die Umwelt und deren Schutz, die Beteiligung der Öffentlichkeit an Umweltschutz und der Umweltverträglichkeitsprüfung (Amtsblatt 2022, Pos. 1029) festgehalten<sup>16</sup>. Die wiederholte Umweltverträglichkeitsprüfung ist kein selbständiges Verwaltungsverfahren, sondern ein Teil der Umweltverträglichkeitsprüfung auf der Etappe der Erteilung des Umweltbescheids, fortgeführt, falls die Voraussetzungen erfüllt werden, auf der Etappe des Genehmigungsverfahrens für die Umsetzung des Vorhabens. Gemäß der etablierten und konsequent aufrecht erhaltenen Rechtsprechung des Gerichtshofes der Europäischen Union, wird unter der Genehmigung des Vorhabens die Entscheidung verstanden, die dem Investor erlaubt, die Bauarbeiten für die Umsetzung des Vorhabens zu beginnen. Der betreffenden Leitlinie zur Folge, wurde im nationalen Recht vorgesehen, dass in Bezug auf das Vorhaben des Baus und Betriebs des Kernkraftwerkes, die wiederholte Umweltverträglichkeitsprüfung auf der Etappe des Baugenehmigungsverfahrens für das Vorhaben oder die zugehörigen Investitionen durchgeführt wird.

Ferner, ein besonderer Fall von Bescheid, der eine wiederholte Umweltverträglichkeitsprüfung erfordern kann, ist die Genehmigung der Vorbereitungsarbeiten, genannt in Artikel 17 des Gesetzes vom 29. Juni 2011 über die Vorbereitung und Umsetzung des Vorhabens im Bereich der Kernenergieanlagen und zugehöriger Investitionen (Amtsblatt 2021, Pos. 1484)<sup>17</sup>. Anders als bei einem typischen Bauunternehmen, wo die Vorbereitungsarbeiten nach der Erteilung einer Baugenehmigung erfolgen, erlaubt die nach Artikel 17 erteilte Genehmigung die Durchführung der Vorbereitungsarbeiten vor der Erteilung der Baugenehmigung, demzufolge ist dies eine Art der Genehmigung des Beginns der Investition im Sinne vom EU-Recht.

---

<sup>15</sup> Poland AP1000 Units FEED Project: Compliance Assessment of the AP1000 Plant for the Poland Regulation on Nuclear Safety and Radiological Protection Requirements for Nuclear Facility Design, Dokumentcode: TEC\_BEZ\_BJOxx\_RY\_01001\_01\_EN

<sup>16</sup> <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/DocDetails.xsp?id=wdu20081991227>

<sup>17</sup> <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/DocDetails.xsp?id=WDU20111350789>

**1.4. Wurde der AP1000 im Rahmen der genannten Ermittlung als BVT-Lösung (Beste verfügbare Technik) erachtet<sup>18</sup>? Gibt es im polnischen Regelwerk Vorgaben zur Darstellung der Anwendung des BVT-Verfahrens in den Antragsunterlagen für die atomrechtliche Genehmigung, in denen die WENRA Safety Objectives von 2013 und IAEA Safety Standards Series No. SSR2/1 (Rev. 1) berücksichtigt werden?**

Die AP1000 Technologie der Generation III+ mit passiven Sicherheitssystemen erfüllt die Anforderungen bestimmt in Empfehlungen von WENRA<sup>19</sup> für neue KKW und in Sicherheitsstandards von IAEA (darunter diejenigen enthalten in der Veröffentlichung Nr. SSR-2/1 (Rev. 1)<sup>20</sup>), insbesondere, die folgendes betreffen: „den praktischen Ausschluss“ von Störfällen mit frühen oder großen Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umwelt und die Beherrschung, Eindämmung und Begrenzung von radioaktiven Auswirkungen der Unfälle die nicht „praktisch ausschließbar“ sind, vor allem Störfälle mit Kernschmelze.

Das oben genannte wurde im Rahmen der „Konformitätsanalyse“ geprüft (über die in der Antwort auf Frage 1.1 berichtet wurde) und bewiesen durch eine Reihe von Berechnungen und Analysen der Strahlungsauswirkungen des KKW auf die Umwelt, beauftragt von dem Investor für den Zweck der Umweltverträglichkeitsprüfung.

Es ist zu erwähnen, dass polnische Vorschriften bezüglich der Sicherheit von kerntechnischen Anlagen (Atomgesetz und entsprechende Verordnungen) hauptsächlich auf den Empfehlungen von WENRA und dem Sicherheitsstandards von IAEA beruhen (insbesondere auf Art. 36c Abs. 3, Art. 36d Abs. 3, Art. 37e Abs. 11 und Art. 38 des Atomgesetzes).

Es ist auch hinzuweisen, dass der Technologie-Lieferant des KKW (WEC) im Sicherheitsbericht vor der Realisierung (eng. *Pre-Construction Safety Report*, PCSR)<sup>21</sup>, erarbeitet für die europäische Version des Kernreaktors AP1000, die Nutzung bester verfügbarer Technik (BVT) bei dem Design dieses Reaktorblocks dargestellt hat, insbesondere im Fall der Begrenzung der Emissionen von radioaktiven Stoffen (in Abschnitt 24.4.1.2 „Routine Discharges“) und der Reduzierung des Anteils und der Handhabung von radioaktivem Abfall (im Abschnitt 24.8 „Handling of Radioactive Waste“).

Darüber hinaus hat WEC einen umfassenden Bericht<sup>22</sup> erstellt, der die Anwendung der Regel zur Optimierung von Exposition auf ionisierende Strahlung im AP1000 Projekt beschreibt (sog. „ALARA – As Low AS Reasonably Achievable“).

---

<sup>18</sup> BVT = Beste Verfügbare Technik

<sup>19</sup> WENRA Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants. November 2010; Safety of New NPP Designs. Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG. WENRA RHWG. March 2013.

<sup>20</sup> Safety of Nuclear Power Plants: Design. Specific Safety Requirements. IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1). International Atomic Energy Agency. Vienna, 2016.

<sup>21</sup> <https://www.westinghousenuclear.com/Portals/5/Other%20PDFs/UKP-GW-GL-793NP-sm.pdf>

<sup>22</sup> AP1000 ALARA Guidelines Manual. APP-GW-N1-022, Revision 3. Westinghouse Electric Company, LLC. Date: 2021-11-03.



Erfüllung der Anforderungen betreffend der nuklearen Sicherheit und des radiologischen Schutzes wird von der staatlichen Atomaufsichtsbehörde (PAA) analysiert im Stadium der Bearbeitung des Antrags des Investors auf eine Baugenehmigung für das KKW mit AP1000 Technologie. Ähnlicherweise, werden Aspekte der Tätigkeit verbunden mit Exposition auf ionisierende Strahlung auf der Etappe des Genehmigungsverfahrens für die Inbetriebnahme und den Betrieb, die gewählte Technologie betreffen.

Im UVP-Bericht wurden das BVT-Dokument genannt, veröffentlicht von der Europäischen Kommission, dass industrielle Kühlsysteme anbetrifft<sup>23</sup>.

Im nationalen Recht wurden die betreffenden BVT-Aspekte in entsprechenden Umweltschutzvorschriften reguliert – im Gesetz vom 27. April 2001 – Umweltschutzrecht (Amtsblatt 2013, Pos. 1232 geändert) (im Folgenden: Umweltschutzgesetz – POŚ), sowie in Durchführungsakten ausgegeben auf dessen Grund, die entsprechende Genehmigung, die BVT berücksichtigen sind Integrierte Genehmigungen erteilt für Anlagen, deren Betrieb, aufgrund der Art und des Ausmaßes ihrer Aktivität, bedeutende Verschmutzungen einzelner Naturelemente oder der Umwelt als Gesamtheit verursachen kann. Die Erhaltung der besagten Genehmigung ist erforderlich vor der Inbetriebnahme von Einrichtungen des KKW.

### **1.5. Inwieweit ist sichergestellt, dass die Anwendung der amerikanischen ASME-Normen die Vorgaben des europäischen Rechts zur nuklearen Sicherheit widerspiegelt?**

Im Recht der Europäischen Union sind die Regulierungen betreffend der nuklearen Sicherheit in Richtlinien zur nuklearen Sicherheit enthalten (2009/71/EURATOM<sup>24</sup>, 2014/87/EURATOM<sup>25</sup>), die Anforderungen bezüglich des „hohen Niveaus“ (eng. *high level requirements*) der nuklearen Sicherheit festlegen und gelten nicht für die Anwendung spezifischer technischer Normen für KKW-Einrichtungen, wie z.B. ASME Code (Section III<sup>26</sup>, Section IX<sup>27</sup>).

Die Richtlinie über nukleare Sicherheit ausgerichtet auf den Gesundheitsschutz der Arbeiter und der Bevölkerung vor Gefahren die sich aus ionisierender Strahlung ergeben (gemäß der Leitlinien genannt in Art. 30 des EURATOM-Vertrags) und der Normen (Standards)

---

<sup>23</sup> Europäische Kommission: Integrierte Vermeidung und Verminderung der Umweltverschmutzung (IPCC). Referenzdokument BVT für die beste verfügbare Technik in industriellen Kühlsystemen. Dezember 2001. Umweltministerium. Warschau, Januar 2004. (Originaltitel: „Document on the Application of Best Available Techniques to Industrial Cooling Systems“).

<sup>24</sup> Council Directive 2009/71/EURATOM of 25 June 2009 establishing a Community framework for the nuclear safety of nuclear installations.

<sup>25</sup> Council Directive 2014/87/EURATOM of 8 July 2014 amending Directive 2009/71/Euratom establishing a Community framework for the nuclear safety of nuclear installations.

<sup>26</sup> ASME Boiler and Pressure Vessel Code. An International Code. Section III: Rules for Construction of Nuclear Facility Components.

<sup>27</sup> ASME Boiler and Pressure Vessel Code. An International Code. Section XI: Rules for Inservice Inspection of Nuclear Facility Components.

der nuklearen Sicherheit bestimmt von IAEO. Dies sind jedoch keine technischen Normen, die detaillierte Anforderungen an Einrichtungen des KKW festlegen.

Gleichzeitig ist hinzuweisen, dass ASME Code ein international anerkannter Standard ist, der in der europäischen Kernenergiebranche funktioniert, und war unter anderem auch die Grundlage bei der Erarbeitung französischer Normen für Einrichtungen des KKW (veröffentlicht von AFCEN)<sup>28</sup>."

## **2. Radioaktive Belastung aus dem Anlagenbetrieb, Bereich der eingeschränkten Nutzung um das Kernkraftwerk**

### **2.1. Die Bewertung möglicher radiologischer Belastung des polnischen Vorhabens erfolgte zum Teil auf der Basis der Unterlagen von Großbritannien. Inwieweit entspricht die Vorgehensweise des Regelwerks Großbritannien bei der generischen Bewertung (eng. *Generic Design Assessment*) des Reaktorkonzeptes AP1000 den aktuellen EURATOM-Direktiven und WENRA-Forderungen für neue Reaktoren?**

In der Umweltverträglichkeitsprüfung durchgeführt vom Investor, im Bereich der Exposition gegenüber ionisierender Strahlung, wurden teilweise die Dokumentation und die Daten verwendet, die durch den Technologie-Lieferanten (WEC) für die europäische Version des AP1000 erarbeitet wurde<sup>29 30 31</sup>, diese wurde im Rahmen des Verfahrens UK Generic Design Assessment (UK GDA) bewertet – deshalb beinhalten die oben genannten Dokumente von WEC Referenzen zu britischen Unterlagen.

Es ist hinzuweisen, dass der Investor die Umweltverträglichkeitsprüfung im Einklang mit dem polnischen Recht vorgenommen hat. Der Investor hat keine Konformitätsprüfung der Projektvoraussetzungen mit der Gesetzgebung eines anderen Staates vorgenommen.

Der Technologie-Lieferant hat eine vorläufige Konformitätsprüfung der gewählten Technologie mit den geltenden Rechtsvorschriften vollzogen, sowie mit dem Regelwerk der EU, den Anforderungen von WENRA und IAEO (siehe Antwort auf Frage 1.1)<sup>32</sup>, hinsichtlich der Sicherheitsziele der neuen KKW.

Es ist erwähnenswert, dass die britische Atomaufsichtsbehörde (ONR) seit vielen Jahren WENRA-Mitglied ist und an den Arbeiten des Komitees für Sicherheitsstandards von IAEO teilnimmt, Großbritannien selbst war vor kurzem EU-Mitgliedsstaat, verpflichtet zur Einführung und Anwendung der Regulierungen die sich aus der EURATOM-Richtlinien

---

<sup>28</sup> Association Française pour les règles de conception, de construction et de surveillance en exploitation des Chaudières Electro-Nucléaires

<sup>29</sup> AP1000® Pre-Construction Safety Report. UKP-GW-GL-793NP, Revision 1. Westinghouse Electric Company LLC. 2017.

<sup>30</sup> UK AP1000® Environment Report. UKP-GW-GL-790, Revision 7. Westinghouse Electric Company LLC. 2017.

<sup>31</sup> AP1000 European Design Control Document. EPS-GW-GL. Rev. 1. Westinghouse Electric Company LLC. 2016.

<sup>32</sup> Poland AP1000 Units FEED Project: Compliance Assessment of the AP1000 Plant for the Poland Regulation on Nuclear Safety and Radiological Protection Requirements for Nuclear Facility Design, Dokumentcode: TEC\_BEZ\_BJOxx\_RY\_01001\_01\_EN

ergeben. Erhältlich ist der Bericht vom Jahr 2020<sup>33</sup> zum Thema der Umsetzung der Richtlinie für nukleare Sicherheit im Vereinigten Königreich (2009/71/ EURATOM und 2009/71/ EURATOM).

**2.2. Nach Artikel 8a Absatz 1 der Richtlinie des Rates 2014/87/EURATOM obliegt es den Mitgliedstaaten, dass kerntechnische Anlagen mit dem Ziel ausgelegt, errichtet, in Betrieb genommen, betrieben und stillgelegt werden und ihr Standort mit dem Ziel zu wählen ist, Unfälle zu vermeiden und im Fall eines Unfalls dessen Auswirkungen abzumildern. Vor diesem Hintergrund sollten die möglichen Auswirkungen in der Stilllegungsphase im UVP-Bericht zur Standortauswahl berücksichtigt werden.**

Die Stilllegung ist die letzte Phase des Lebenszyklus des geplanten KKW, die auf synthetische Weise in den Analysen, durchgeführt zum Zweck des UVP-Berichts, berücksichtigt wurde. Derzeit wird geschätzt, dass die Stilllegungsphase des Vorhabens ca. 22-24 Jahre dauern wird, nach einem gesamten Lebenszyklus des Vorhabens, der für einen Reaktorblock 72 Jahre beträgt, mit der Möglichkeit um 20 Jahre verlängert zu werden (insgesamt höchstens 92 Jahre). Im Sinne des Investors umfasst der Lebenszyklus alle Phasen, d.h. Vorbereitungsarbeiten im Standortbereich, Bau und Betrieb/Instandhaltung. Dementsprechend, ist es schwierig heute den genauen Charakter der Abrissarbeiten, die in dieser Phase vorgenommen werden, vorherzusagen. Wenn man die intensive technologische Entwicklung heutzutage in Betracht nimmt, ist vorzusehen, dass die Stilllegungsphase mit Verwendung von Anlagen und Technologien für Abriss- und Bauarbeiten, die weit höher entwickelt sind im Blickwinkel auf die Minderung der Umweltauswirkungen im breitem Sinne, als die jetzt verfügbar sind. Zur Zeit der Abfassung dieses Dokuments besteht daher eine hohe Unsicherheit, was die Aspekte des Verlaufs der Stilllegungsphase anbetrifft, besonders im technischen und technologischem Zusammenhang. Eine zusätzliche Schwierigkeit bei der Erstellung einer glaubwürdigen Bewertung der Auswirkungen von dieser Phase des Vorhabens bieten die Wandel in der Umwelt, die in diesem Zeitraum stattfinden werden. Die fehlenden genauen Parameter in diesem Bereich verhindern heutzutage eine präzise Einschätzung der Auswirkungen in der Stilllegungsphase des Vorhabens.

Die Notwendigkeit der Berücksichtigung im UVP-Bericht der Analyse von den Auswirkungen des Vorhabens in der Stilllegungsphase wurde beachtet, deshalb sind die aktuellen Annahmen hierzu gültig für den heutigen Stand der Bautechnik, und setzen die Nutzung von schwerer Ausrüstung und Arbeitskräften bei den Abbrucharbeiten auf ähnlichem Niveau wie in der Bauphase voraus. Auf der Basis der genannten Voraussetzungen wurde eine synthetische Bewertung der Stilllegungsphase des Vorhabens für jede betrachtete Variante erstellt.

---

<sup>33</sup> [https://energy.ec.europa.eu/system/files/2021-03/uk\\_2nd\\_2020\\_report\\_a-nsd\\_0.pdf](https://energy.ec.europa.eu/system/files/2021-03/uk_2nd_2020_report_a-nsd_0.pdf).

Auf der Basis von durchgeführten Analysen, deren Ergebnisse der deutschen Seite mit der grenzüberschreitenden Dokumentation freigestellt wurden, schätzte man ein, dass Auswirkungen verbunden mit der Stilllegungsphase ähnlich sein werden (besonders bezogen auf den Landesteil des Vorhabens) wie diejenigen die während der Etappe der Vorbereitungsarbeiten und der Bauetappe vorkommen, jedoch in geringerem Ausmaß (engerer Aktivitätsbereich) und in einer längerer Zeitspanne. Diese Voraussetzung ergibt sich direkt aus dem Stilllegungsplan (dargestellt in der grenzüberschreitenden Dokumentation verschickt an die betroffene Partei: Teil 4 „Auszug aus Band II des UVP-Berichts – Charakteristik des Vorhabens“, im Kapitel II.6 „Stilllegungsphase des Vorhabens“), in dem angenommen wurde, dass bei der Stilllegungsphase ähnliche Techniken, Anlagen und andere Einrichtungen genutzt werden wie in der Etappe der Vorbereitungsarbeiten und der Bauetappe. Ein etwas engerer Bereich von Auswirkungen verbunden mit der Stilllegung des Vorhabens, in jeder betrachteten Variante, in Beziehung zu seiner Bauphase, wird die Meeresumwelt betreffen. Ein Teil der Vorhabensinfrastruktur (z.B. Einlauf- und Auslaufkopf) kann vom Meeresboden entfernt werden, jedoch die Einlauf- und Auslauftunnel selbst bleiben vorort nach der Außerbetriebnahme des Vorhabens, was das Vorkommen von Auswirkungen in der Meeresumwelt deutlich begrenzen wird. Langfristiges Nutzen der Schiffsentladeanlage (so genannte MOLF – eng. *Marine off-loading facility*) wurde zu jetzigem Zeitpunkt nicht geplant – die Anlage kann nach der Stilllegung des Vorhabens völlig entfernt werden, sowie auch neu verwendet werden von anderen Nutzern/ für andere Ziele. Auf der Grundlage der obigen Voraussetzungen und mit der Annahme, dass potentielle Folgen für biologische Rezeptoren der Meeresumwelt auf der Etappe der Vorbereitungsarbeiten, des Baus und Betriebs als irrelevant angesehen wurden (im Notfall – mit Anwendung zusätzlicher Minimierungsmaßnahmen), wurde festgestellt, dass eine ähnliche oder sogar geringere Auswirkung in der Stilllegungsphase vorkommen wird. Die genannten Voraussetzungen und Analyseergebnisse veranlassen zur Behauptung, dass die Stilllegungsphase des Vorhabens und die Einschätzung ihrer Auswirkung auf die Umwelt nicht als Schlüsselemente bei der Standortwahl des geplanten KKW, allerdings war die Stilllegung des Vorhabens eines des Kriterien aufgenommen in die multikriterielle Analyse, die dazu diente den geeigneten KKW-Standort in Polen zu identifizieren. Die Methodik angewendet für die Identifizierung des geeigneten Standortes des Vorhabens, u.a. Charakteristik der angewendeten Ausschlusskriterien und Bewertungskriterien, Voraussetzungen und Analyseergebnisse, wurde detailliert in der grenzüberschreitenden Dokumentation aufgeführt, im Teil 7 „Auszug aus Band V des UVP-Berichts – Zusammenfassung – Ergebnisse und Schlussfolgerungen“ im Kapitel V.2 „Auswahl der vom Vorhabenträger vorgeschlagenen Variante, der rationellen, für die Umwelt günstigsten Variante und der rationalen Alternativvariante, samt Begründung der Auswahl“.

Die Tatsache ist auch hervorzuheben, dass in der Stilllegungsphase der Kernreaktor dauerhaft ausgeschaltet bleibt, folglich besteht die Möglichkeit eines schweren Unfalls nicht (eng. *major nuclear accident*), und die Strahlungsauswirkungen auf dieser Etappe des Vorhabens wurden als unbedeutend bei der KKW-Standortauswahl eingestuft. Im Einklang mit

den internationalen Standards der nuklearen Sicherheit (modifiziert mit Berücksichtigung der Erfahrungen nach dem KKW-Unfall in Fukushima Dai-Ichi)<sup>34</sup>, müssen die Auslegungslösungen des KKW die Möglichkeit der Brennstoff-Degradation (eng. *nuclear fuel degradation*) außerhalb des Containments praktisch ausschließen. In der Stilllegungsphase können deshalb Strahlungsvorfälle geschehen, wie Unfälle bei der Handhabung von Kernbrennstoff (eng. *fuel handling accidents*), Handhabung der mittel- und schwachaktiven Abfälle, Dekontamination oder Abriss von Objekten, Systemen und Einrichtungen des KKW, die radioaktive Stoffe beinhalten. Strahlenauswirkungen in der Stilllegungsphase des KKW werden auf detaillierte Weise im „Sicherheitsbericht der Stilllegungsphase“ bestimmt, mit Berücksichtigung der geltenden Leitlinien und internationalen Standards, u.a. dem IAEA-Dokument Nr. SSG-47<sup>35</sup>. Trotzdem wären die Folgen und das Ausmaß der Auswirkungen potentieller Strahlungsvorfälle, die in der Stilllegungsphase auftreten könnten, bedeutend niedriger als Folgen schwerer Störfälle beschrieben in der grenzüberschreitenden Dokumentation (Teil 6 „Auszug aus Band IV des UVP-Berichts – Abschätzung der Auswirkungen“, Kapitel IV.17.1.2.3 „Ergebnisse der Berechnungen und Analysen der Strahlungsauswirkungen in einer Entfernung von bis zu 30 km vom KKW“).

Zusammenfassend ist aufzuweisen, dass im Einklang mit geltenden Vorschriften bezüglich der Stilllegungsphase des Vorhabens, diese Phase Gegenstand eines getrennten Verwaltungsverfahrens sein wird, da für die KKW-Stilllegung und den Abbau nuklearer Anlagen der Umweltbescheid nötig ist (ergibt sich direkt aus polnischen Vorschriften<sup>36</sup>).

Es ist zu bemerken, dass polnische Rechtsvorschriften die besagte Frage regulieren – gemäß Art. 3(9) des Atomgesetzes – versteht man als Stilllegung der kerntechnischen Anlage den herbeigeführten Stand der Anlage in dem keine Begrenzungen aus der Sicht nuklearer Sicherheit und Strahlenschutzes bestehen, bei jeglicher, beliebiger Aktivität. Es ist auch hinzuweisen, dass der Artikel 8a der Richtlinie 2014/87/EURATOM<sup>37</sup> genannt in dieser Anmerkung direkt in polnische Rechtsvorschriften umgesetzt wurde – Art. 35 (4) des Gesetzes – Atomgesetz und Verordnungen des Ministerrates vom 11. Januar 2013 in Sachen der Anforderungen nuklearer Sicherheit und Strahlenschutzes für die Etappe der Stilllegung der kerntechnischen Anlagen und des Inhalts des Berichts über die Stilllegung der kerntechnischen Anlage (Amtsblatt von 2013, Pos. 270)<sup>38</sup>.

<sup>34</sup> Safety of Nuclear Power Plants: Design. Specific Safety Requirements. IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1). International Atomic Energy Agency. Vienna, 2016.

<sup>35</sup> IAEA, Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities, Specific Safety Guide No. SSG-47, Vienna 2018.

<sup>36</sup> Dies ist auf die folgenden Vorschriften zurückzuführen: § 2 Abs. 1(4) der Verordnung des Ministerrates vom 10 September 2019 über Vorhaben, die bedeutende Umweltauswirkungen haben können (Amtsblatt von 2019, Pos. 1839) und Art. 72 Abs. 1(2) des Gesetzes vom 3. Oktober 2008 über den Zugang zu Informationen über die Umwelt und deren Schutz, die Beteiligung der Öffentlichkeit an Umweltschutz und der Umweltverträglichkeitsprüfung (Amtsblatt 2022, Pos. 1029 mit Änderungen).

<sup>37</sup> Council Directive 2014/87/EURATOM of 8 July 2014 amending Directive 2009/71/Euratom establishing a Community framework for the nuclear safety of nuclear installations.

<sup>38</sup> <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/DocDetails.xsp?id=WDU20130000270>

**2.3. Die Richtlinie des Rates 2013/59/EURATOM verpflichtet die Mitgliedstaaten zum Zweck des grundlegenden Strahlenschutzes ein System der Strahlungsüberwachung sowohl für Betriebszustände als auch für nukleare Störfälle zu etablieren. Wurde ein entsprechendes Regelwerk bereits beschlossen bzw. in Kraft gesetzt? Spätestens zum Zeitpunkt der Inbetriebnahme bzw. vor dem Erreichen der ersten Kritikalität muss ein entsprechendes System zur Strahlungsüberwachung in Betrieb sein, das eine radionuklidspezifische Überwachung voraussetzt.**

Die Richtlinie des Rates 2013/59/EURATOM wurde in nationale Regulierungen in den Vorschriften des Atomgesetzes und den anhand dessen veröffentlichten Verordnungen umgesetzt. Das Beobachtungssystem der Strahlung in Betriebsbedingungen, sowie bei nuklearem Störfall, wurde mit der Verordnung des Ministerrates vom 9. August 2022 eingeleitet, bezüglich des Umfangs des radiologischen Überwachungssystems der Umwelt bearbeitet und eingeführt von Organisationseinheiten qualifiziert zur I oder II Gefahrenkategorie (Amtsblatt von 2022, Pos. 2058)<sup>39</sup>. Die Verordnung bestimmt:

- den Umfang des radiologischen Überwachungssystems der Umwelt auf dem Gebiet, sowie außerhalb der Organisationseinheit bei normalem Betrieb, bearbeitet und eingeführt von dem Leiter der Organisationseinheit, die Aktivitäten ausführt, die sich zur Gefahrenkategorie I qualifizieren (zur Kategorie I zählen Inbetriebnahme, Betrieb und Stilllegung der kerntechnischen Anlage, wie eines Reaktors mit einer Wärmeleistung von mehr als 100 MW (Megawatt) oder eines Zwischenlagers mit abgebranntem Kernbrennstoff in einer Menge gleichgewichtig zum Reaktorkern mit einer Wärmeleistung von 3.000 MW),
- den Umfang des radiologischen Überwachungssystems der Umwelt auf dem Gebiet, sowie außerhalb, der Organisationseinheit im Fall eines radiologischen Vorfalls, bearbeitet und eingeführt von dem Leiter der Organisationseinheit, die Aktivitäten ausführt, die zur Gefahrenkategorie I oder II qualifiziert sind. Diese umfassen radiologische Vorfälle und Gefahren die aufgrund eines radiologischen Vorfalls entstanden sind.

Überwachungssystem vor dem Betrieb – gemäß der Empfehlungen von IAEA wird es mindestens ein Jahr<sup>40</sup>, empfehlenswert 2-3 Jahre<sup>41</sup> vor dem Betriebsbeginn des KKW eingeführt, danach tritt die eigentliche Betriebsüberwachung ein, die bis zum Moment der Inbetriebnahme des Kernreaktors geführt wird.

---

<sup>39</sup> <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/DocDetails.xsp?id=WDU20220002058>

<sup>40</sup> MAEA Safety Reports Series No. 64, Programmes and Systems for Source and Environmental Radiation Monitoring, Wiedeń 2010.

<sup>41</sup> MAEA Safety Guide No. RS-G-1.8, Environmental and Source Monitoring for Purposes of Radiation Protection, Wiedeń 2005, [https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1216\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1216_web.pdf)

---

## **2.4. Welche Anforderungen der Richtlinie des Rates 2013/59/EURATOM wurden bereits ins polnische Regelwerk umgesetzt/implementiert?**

Polen ist verpflichtet das EU Recht anzuwenden, unter anderem Richtlinien zu implementieren, die in das nationale Recht umgesetzt werden müssen. Unter Beachtung des obigen wurde die Richtlinie des Rates 2013/59/EURATOM vom 5 Dezember 2013 zur Bestimmung der Sicherheitsnormen für den Zweck des Schutzes vor Gefahren die sich aus der Aussetzung gegen Strahlenwirkung ergeben, und die Richtlinien 89/618/ EURATOM, 90/641/ EURATOM, 96/29/ EURATOM, 97/43/EURATOM und 2003/122/ EURATOM (Amtsblatt EU L13/1 vom 17.01.2014 und Amtsblatt EU L 72/69 vom 17.03.2016) aufhebt, in Gesamtheit in das nationale Regelwerk umgesetzt, durch Anpassung an ihre Bestimmungen der Regulierungen des Atomgesetzes von 2019<sup>42</sup> gemeinsam mit geeigneten Durchführungsrechtsakten ausgestellt vom Ministerrat oder entsprechenden Mitgliedern des Ministerrates in den Jahren 2020-2022.

Die wesentlichsten Vorschriften des oben genannten Gesetzes bestimmen:

- 1) Aktivitäten im Bereich der friedlichen Nutzung von Kernenergie verbunden mit tatsächlicher und potentieller Exposition gegen ionisierende Strahlung aus künstlichen Strahlungsquellen, Kernmaterialien, Einrichtungen, die ionisierende Strahlung verursachen, radioaktivem Abfall und abgebranntem Kernbrennstoff;
- 2) Pflichten des\*der Leiters\*in einer organisatorischen Einheit, die diese Tätigkeit ausführt;
- 3) zuständige Behörden in Sachen nuklearer Sicherheit und Strahlenschutz, darunter Pflichten von Leitern der Organisationseinheiten die Aktivitäten mit Strahlennutzung führen und Rechte der Atomaufsichtsbehörde – des\*der Präsidenten\*in der Staatlichen Atomenergiebehörde (PAA) zur Kontrolle und Aufsicht über diese Tätigkeit;
- 4) Grundsätze der zivilrechtlichen Haftung für nukleare Schäden;
- 5) Regeln der Erfüllung von internationalen Verpflichtungen, u.a. im Rahmen der Europäischen Union, betreffend der nuklearen Sicherheit, des Schutzes vor ionisierender Strahlung sowie Sicherung kerntechnischer Materialien und Kontrolle der Kerntechnologie.

Die Regulierungen bestimmen auch die besonderen Regeln zum Schutz von Personen vor Gefahren bezüglich der Anwendung ionisierender Strahlung für medizinische Zwecke oder nicht-medizinische Bildgebung, sowie geben Werte von Grenzdosen ionisierender Strahlung für gegebene Bevölkerungsgruppen an.

Darüber hinaus beinhaltet das Gesetz Vorschriften hinsichtlich der Genehmigungserteilung für Aktivitäten verbunden mit Aussetzung gegen ionisierende Strahlung, darunter u.a. Genehmigungen erteilt für Erzeugung, Verarbeitung, Lagerung, Transport und Nutzung von Kernstoffen, radioaktiven Stoffen oder radioaktiven Quellen, mit Ausnahme

---

<sup>42</sup> Gesetz vom 13. Juni 2019 über die Gesetzesänderung – Atomgesetz und Brandschutzgesetz (Amtsblatt von 2019, Pos. 1593 und 2020, Pos. 284).

von Verarbeitung, Lagerung, Transport oder Anwendung von Abfällen die radioaktive Stoffe beinhalten, jedoch keine radioaktiven Abfälle sind, oder Genehmigungen für den Bau, Inbetriebnahme, Betrieb und Stilllegung von kerntechnischen Anlagen (auch KKW).

Das Gesetz bestimmt auch die Überwachungsregeln bei radioaktiven Kontaminationen und regelt die Maßnahmen unternommen im Fall von radioaktiven Vorfällen, sowie im Fall von langwieriger Exposition als Folge von einem radiologischen Vorfall oder einer in der Vergangenheit ausgeführten Tätigkeit.

Das Gesetz bestimmt auch andere Aufgaben der Atomaufsichtsbehörde – des\*der PAA-Präsidenten\*in, u.a. verbunden mit der Bewertung der radiologischen Lage in Polen und des Verfahrens im Fall von radiologischen Vorfällen.

Durchführungsrechtsakte zum Atomgesetz setzen die Bestimmungen der Richtlinie des Rates 2013/59/EURATOM um, und bestimmen u.a.:

- erforderliche Dokumente bei der Antragstellung für die Genehmigung zum Ausführen der Tätigkeit verbunden mit möglicher Exposition gegen ionisierende Strahlung oder bei der Meldung von solch einer Tätigkeit,
- Berechtigungen von Strahlenschutzinspektoren\*innen, Tätigkeitsarten zu deren Aufsicht sie berechtigen, detaillierte Bedingungen der Trainingsdurchführung, Examendurchführung und Vergebung von diesen Berechtigungen,
- detaillierte Prinzipien der Erteilung von Berechtigungen für die Strahlenschutzinspektoren\*innen, die das interne Befolgen von Strahlenschutzanforderungen in Gesundheitseinrichtungen überwachen.
- detaillierte Bedingungen der Trainingsdurchführung, Examendurchführung und Erteilung von Berechtigungen eine Stellung einzunehmen, die eine hohe Bedeutung für die Aufrechterhaltung der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes hat,
- detaillierte Bedingungen der Praktika von Kandidaten für die Stellung eines\*einer Atomaufsichtsinspektors\*in, Durchführung des Examens das für die Stellung qualifiziert und Dokumente, die an den Berufungsantrag zum\*zur Atomaufsichtsinspektor\*in angefügt sind,
- Fälle in denen die Aktivität verbunden mit Gefahrenaussetzung anhand einer Meldung oder Benachrichtigung ausgeführt werden kann, sowie Fälle in denen Ausführung von Aktivitäten mit Gefahrenaussetzung keine Genehmigung, Meldung oder Benachrichtigung bedarf,
- Fälle, in denen die Ausführung der Tätigkeit verbunden mit Aussetzung gegen ionisierende Strahlung, die aus natürlichen radioaktiven Isotopen stammt, erfordert keine Benachrichtigung,
- Baumaterialien, deren radioaktive Konzentration von radioaktiven Isotopen: Kalium K-40, Radium Ra-226 und Thorium Th-232 gekennzeichnet wird, Anforderungen bezüglich der Kennzeichnung und der Wert des Indikators der radioaktiven Konzentration; bei Überschreitung werden die zuständigen Behörden benachrichtigt,



- 
- Gebiete, in denen der Jahresdurchschnitt der Konzentration von radioaktivem Radon in der Luft von Innenräumen in einer großen Zahl von Gebäuden den Referenzwert überschreiten kann,
  - Anforderungen bezüglich der Registrierung individueller Dosen,
  - Indikatoren zur Bestimmung von Dosen der ionisierenden Strahlung angewendet bei der Einschätzung der Aussetzung gegen ionisierende Strahlung,
  - detaillierte Bedingungen der sicheren Arbeit mit Quellen ionisierender Strahlung,
  - Erfordernisse bezüglich der kontrollierten und beaufsichtigten Gebiete,
  - detaillierte Schutzarten vor ionisierender Strahlung für externe Arbeitnehmer, die bei der Arbeit auf kontrolliertem oder beaufsichtigtem Gebiet gefährdet sind,
  - der Umfang der Gefahrenanalyse, die sich aus Tätigkeiten mit Exposition gegen ionisierende Strahlung ergibt und die Formen der Konklusiondarstellung aus der Gefahrenanalyse,
  - detaillierter Inhalt des Plans der Notfallmaßnahmen bei radiologischen Vorfällen,
  - Arten von Eingriffsmaßnahmen eingeleitet in externen Zonen und operative Werte der Interventionsniveaus, die als Grund dienen, Maßnahmen in der externen Zone einzuleiten,
  - Prinzipien der Schulung im Bereich des Strahlenschutzes des Patienten,
  - Form und detaillierter Bereich der Musterbeispiele radiologischer medizinischer Prozeduren für medizinische Standardaussetzungen und detaillierte radiologische Prozeduren in der Medizin,
  - Mindestanforderungen an Einrichtungen des Gesundheitswesens, die Expositionstätigkeiten zu medizinischen Zwecken ausüben,
  - Mindestanforderungen an Einrichtungen des Gesundheitswesens, die Expositionstätigkeiten zu medizinischen Zwecken ausüben, die medizinische Dienstleistungen im Bereich der Röntgendiagnostik, der interventionellen Radiologie oder der Diagnostik, bei der Radiopharmazeutika Patienten verabreicht werden, umfassen,
  - den Umfang der Informationen im Zentralregister der medizinischen Expositionsdaten (pol. *Centralny Rejestr Danych o Ekspozycjach Medycznych*),
  - die Bedingungen der sicheren Anwendung der ionisierenden Strahlung bei allen Arten der medizinischen Exposition,
  - Grundsätze für die Überwachung und Kontrolle der Einhaltung der Strahlenschutzbedingungen in Organisationseinheiten, die Röntgenanlagen für die medizinische Diagnostik, die interventionelle Radiologie, die oberflächliche Strahlentherapie und die Strahlentherapie von Nicht-Krebserkrankungen einsetzen,
  - spezifische Bedingungen für die sichere Arbeit mit radiologischen Anlagen,
  - Bereich der Informationen, die unter den Auftrag für nichtmedizinische Expositionen mit radiologischen Anlagen im Zusammenhang mit der Einwanderung, der Altersbestimmung von Personen und der Identifizierung von im menschlichen Körper verborgenen Gegenständen fallen,

- spezifische Regeln für die Beantragung von nichtmedizinischen Expositionen im Zusammenhang mit Beschäftigung oder Versicherung.

Zusammenfassend, die Bestimmungen des Atomgesetzes und der auf seiner Grundlagen erlassenen Verordnungen setzen die Anforderungen der Richtlinie 2013/59/EURATOM des Rates vollständig um und führen ein einheitliches System zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes ein.

### **3. Stör- und Unfallbedingte Auswirkungen auf die Umwelt**

#### **3.1. Das mehrmals referenzierte Kapitel I.3.4 mit detaillierten Beschreibungen von speziellen technischen Einrichtungen und organisatorischen Maßnahmen bei „Notfallbedingungen“ ist in den eingereichten Unterlagen nicht zu finden.**

**In den WENRA Safety Objectives wird gefordert, dass bei einem Stör- oder Unfall mit oder ohne Kernschmelze die Integrität des Containments unter allen Umständen erhalten bleiben muss, damit eine frühzeitige und schwerwiegende Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung ausgeschlossen werden kann. Wie wird dieses Kriterium im geplanten Reaktorkonzept erfüllt?**

Bei der Endredaktion des UVP-Berichts, wurden die Informationen aus Kapitel I.3.4 ins interne Dokument des Investors mit dem Titel „Technologia AP1000 dla Polski“ [AP1000 Technologie für Polen] übertragen, Dokumentcode TEC\_EJA\_Txx03\_OR\_00001\_01\_PL vom 10.08.2021. Der Grund dafür ist, dass man der Ansicht war, dass diese Information für die Zwecke des UVP-Berichts zu detailliert waren, und angesichts der Notwendigkeit, den ohnehin großen Umfang der Dokumentation zu reduzieren, wurde schließlich beschlossen, dieses Material nicht einzubeziehen. Wie Sie jedoch richtig bemerkt haben, sind die Referenzen zum Kapitel I.3.4 in einem anderen Teil des UVP-Berichts geblieben (Redaktionsfehler).

Der Schutz der Integrität des AP1000 Containments umfasst die Einsetzung von den folgenden Auslegungslösungen:

- 1) „Praktischer Ausschluss“ von Notfallsequenzen, die zur Beschädigung des Containments führen können, insbesondere infolge: einer Wasserstoff-Explosion<sup>43</sup>, einer Dampfexplosion, eines Hochdruckauswurfs von geschmolzenen Kernmaterial aus dem Reaktorbehälter, der zur direkten Aufheizung des Containments (eng. *direct containment heating*)<sup>44</sup> und zur Bildung von hochenergetischen Splitter führt;
- 2) Rückhaltung des geschmolzenen Kerns im Reaktordruckbehälter (eng. *In-vessel melt retention, IVR*) und die Kühlung des Kerns von außen über die Wände des Behälters;

---

<sup>43</sup> Es wurde ein System zur Entfernung von Wasserstoff aus dem Containment mit passiven autokatalytischen Wasserstoff-Rekombinatoren und Wasserstoffzündern eingesetzt.

<sup>44</sup> Ein automatisches Druckentlastungssystem im Reaktorkühlkreislaufs (eng. *automatic depressurization system*) wurde eingesetzt.

3) Das passive Sicherheitsbehälter-Kühlsystem (eng. *passive containment cooling system, PCS*).

Die oben genannten Sicherheitssysteme wurden in der grenzüberschreitenden Dokumentation, im Teil 4 „Auszug aus Band II des UVP Berichts“, Kapitel II.2.1.2 „Konzept der Atom-Sicherheit und Sicherheitssysteme am AP1000-Reaktor“ kurz beschrieben.

Bei der Frage, ob die AP1000-Reaktorauslegung den von der WENRA entwickelten Sicherheitszielen entspricht, ist darauf hinzuweisen, dass die Auslegung alle in der WENRA-Erklärung von 2010 genannten Sicherheitsziele für neue KKW erfüllt.<sup>45</sup>

Die Anforderungen an die nukleare Sicherheit der kerntechnischen Anlagen sind in den polnischen Rechtsvorschriften enthalten (im Atomgesetz, Projektverordnung, Sicherheitsanalysen-Verordnung), die in den wichtigsten Punkten mit den geltenden internationalen Sicherheitsstandards übereinstimmen – unter Berücksichtigung der Anforderungen von: WENRA, IAEO, EU/EURATOM, sowie die EUR-Empfehlungen zur nuklearen Sicherheit für neue KKW mit Leichtwasserreaktoren. Überdies, berücksichtigen sie die Hauptschlüsse vom Unfall in Fukushima, die sich aus den 2011-2012 durchgeführten sog. „Stresstests“ der europäischen Kernkraftwerke ergeben haben – Dies betrifft vor allem: Stromversorgung (einschließlich einer größeren Autonomie in Bezug auf die Stromversorgung), Quellen für alternative Kühlung, angemessene Sicherheitsvorräte, Vermeidung des Cliff-edge-Effekts (eng. *cliff-edge effect*) und Entfernung vom Wasserstoff aus dem Containment, die anschließend bei der Überarbeitung der IAEO-Leitlinien berücksichtigt worden sind (Dokument SSR-2/1 (Rev. 1)) im Jahre 2016, und auch im EUR Rev. E (erschieden im Jahre 2016).

Die vorläufigen Sicherheitsbewertungen wurden vom Investor im Rahmen der Konformitätsanalyse (eng. *compliance analysis*) der AP1000 Auslegungslösungen mit den Anforderungen der polnischen Vorschriften durchgeführt. Sie wurden auf der Basis der technischen Daten und der Informationen durchgeführt, die vom Lieferant der KKW Technologie (WEC) zu den Bemerkungen des Investors und der nationalen Atomaufsichtsbehörde vorgelegt wurden. Im Rahmen der Analyse wurden vor allem die folgenden Bewertungen durchgeführt: Bewertung des passiven (Not-)Kernkühlsystems (eng. *passive core cooling system, PXS*), der Rückhaltung des geschmolzenen Kerns im Reaktordruckbehälter (eng. *in-vessel core melt retention*) und des passiven Kühlsystems für das Containment (eng. *passive containment cooling system, PCS*) – auch im Zusammenhang mit dem Ausfall der KKW Wechselstromversorgung (eng. *Loss of Off-Site Power, LOOP* und eng. *Station Black-Out, SBO*). Die Basisanalyse hat gezeigt, dass die Funktionsprinzipien, die Leistung und die Zuverlässigkeit der passiven Sicherheitssysteme

---

<sup>45</sup> WENRA Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants. November 2010.

korrekt sind und dass die AP1000-Konstruktion in hohem Maße den polnischen Anforderungen entspricht<sup>46</sup>.

Bevor der Investor bei dem\*der Präsidenten\*in des PAA einen Antrag auf Erteilung einer Baugenehmigung eines Kernkraftwerks einreicht, wird er die wichtigsten Aspekte der AP1000-Reaktorauslegungslösungen unter dem Gesichtspunkt der nuklearen Sicherheit analysieren (im Rahmen der in Artikel 39b des Atomgesetzes genannten "allgemeinen Stellungnahme" [ogólna opinia]).

Anschließend werden Sicherheitslösungen und detaillierte Sicherheitsanalysen des 3-Block-KKW mit AP1000-Reaktoren vom PAA im Rahmen des Baugenehmigungsverfahrens überprüft.

Im Rahmen dieser Analysen wird nicht nur die Konformität der eingesetzten technischen Lösungen mit den Anforderungen der polnischen Sicherheitsvorschriften überprüft, sondern es werden auch alle aktuellen internationalen Sicherheitstandards und -empfehlungen berücksichtigt, einschließlich der WENRA.

Die hier erörterte Sachfrage wird durch die Antwort auf Frage 9 weiter vervollständigt.

**3.2. Die im Reaktorkonzept AP1000 postulierte Beschädigung von 33 % des Brennstoffes für einen „Design-Basisstörfall“ ohne Kernschmelze weist einen ungewöhnlich hohen Wert auf.**

**Typischerweise wird ein Grenzwert der Beschädigung von nicht mehr als 10 % der Gesamtzahl der Brennelemente im Kern postuliert. Inwieweit ist sichergestellt, dass der postulierte Wert von 33 % sowohl den internationalen Vorgaben als auch dem nationalen Recht zur nuklearen Sicherheit im Zusammenhang mit der Klassifizierung von Störfällen genügt?**

Gemäß den nationalen Vorschriften, d.h. der Sicherheitsanalysen-Verordnung (Anhang 1), ist es erforderlich, dass die Anzahl der beschädigten Brennstabhüllen (eng. *fuel element clads*) weniger als 10% ist.

Gemäß den Anforderungen der amerikanischen Vorschriften 10CFR50<sup>47</sup>, und auch EUR<sup>48</sup>, sollte die Leistung des Reaktorkern-Notkühlsystems die folgenden Anforderungen erfüllen:

- Die berechnete maximale Temperatur einer Brennstabhülle wird nicht 1204,4 °C (2200 °F) überschreiten;
- Lokale Oxidationstiefe einer Brennstabhülle überschreitet nirgendwo 17 % ihrer Dicke vor dem Störfall;

---

<sup>46</sup> Poland AP1000 Units FEED Project: Compliance Assessment of the AP1000 Plant for the Poland Regulation on Nuclear Safety and Radiological Protection Requirements for Nuclear Facility Design, Dokumentcode: TEC\_BEZ\_BJOxx\_RY\_01001\_01\_EN

<sup>47</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission Regulations: Title 10, Code of Federal Regulations. Part 50 – Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities; link: <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/full-text.html>.

<sup>48</sup> European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants. Revision D (2012), Revision E (2016).

- Die Wasserstoffmenge freigesetzt bei der chemischen Reaktion der Brennstabhüllen mit Wasser oder Dampf wird nicht mehr als 1 % der hypothetischen Wasserstoffmenge betragen, die sich freisetzen würde, wenn das gesamte Metall der Brennstabhüllen durch eine solche Reaktion oxidiert worden wäre;
- Die Geometrie des Reaktorkerns wird beibehalten, um eine effiziente Kühlung zu ermöglichen;
- Die Temperatur des Kerns wird auf einem niedrigen Niveau gehalten, und die Nachwärme (eng. *residual heat*) wird durch eine ausreichend lange Zeit abgeführt, die wegen des Zerfalls der im Kern verbleibenden langlebigen Radionuklide notwendig ist.

Simulationsergebnisse des Verlaufs in Bezug auf die Strahlenwirkung des Grenzstörfalls, welcher auch ein Grenzstörfall ohne Kernschmelze ist, für AP1000 ein Störfall wegen eines großen Kühlmittelverlustes (eng. *large-break loss of coolant accident*, LB LOCA), haben gezeigt, dass die oben genannten Kriterien mit großer Sicherheit erfüllt sein würden, insbesondere unter Bedingungen, bei denen die tatsächlich erreichbare Leistung und die Kernbrennstoffschäden geringer sind als die oben genannten:

- die maximale Temperatur einer Brennstabhülle erreicht 1058 °C;
- die Oxidationstiefe einer Brennstabhülle erreicht maximal 4,2 % ihrer ursprünglichen Dicke;
- Nur 0,3 % der Metallmasse der Brennstabhüllen werden oxidiert;
- die Geometrie des Reaktorkerns wird beibehalten, die eine effiziente und langfristige Kühlung ermöglicht.

Trotz dieser sehr positiven Ergebnisse der Auswirkungsanalyse des LB LOCA Störfalls wurde für die Bewertung der Strahlungsauswirkungen des KKW auf die Umgebung und die Notfallplanung konservativ angenommen, dass 33 % der Brennstabhüllen beschädigt werden würden.

Wir verweisen auch darauf, dass die Annahme einer Beschädigung von 33 % der Brennstabhüllen auf dem Dokument "Determination of the in-containment source term for a Large-Break Loss of Coolant Accident", EUR 19841 EN, April 2001 (Kapitel 4.2 „The failed fuel fraction“) basiert. Solch einen und größeren Anteil der Beschädigung von Brennstabhüllen wird vom Großteil der europäischen Länder angenommen.

Basierend auf den oben genannten Annahmen hat der Lieferant der Technologie (WEC) den sog. „Quellterm“ für diese Art von Störfall (eng. *source term*) bestimmt und ihn dem Investor mitgeteilt. Die durchgeführten Berechnungen und Analysen haben ergeben, dass selbst bei solch konservativen Annahmen die Sicherheitsziele erreicht würden, die in der 2010 WENRA-Stellungnahme<sup>49</sup> festgelegt wurden.

---

<sup>49</sup> WENRA Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants. November 2010.

---

**3.3. Gemäß der Klassifizierung von Störfällen des Reaktorkonzepts AP1000 sind einige postulierte radiologische Kriterien für die Störfälle ohne Kernschmelze um eine Größenordnung höher als es im polnischen Atomgesetz festgelegt wurde. Wie wird diese Abweichung an die regulatorischen Rahmenbedingungen angepasst?**

Die Beschreibung der Zustände des Kernkraftwerkes, die im UVP-Bericht und in der vorgelegten grenzüberschreitenden Dokumentation dargestellt wurde, stammt aus dem Sicherheitsbericht vor der Realisierung (eng. *Pre-Construction Safety Report*<sup>50</sup>, PCSR), der für den AP1000 Kernreaktor erarbeitet und 2017 bei der britischen Atomaufsichtsbehörde (ONR) eingereicht wurde.

Es ist zu betonen: *„Der AP1000-Kernkraftwerksblock wurde gemäß den US-Lizenzerteilungsvorschriften für kerntechnische Objekte [119] entworfen, die die in den 1990er Jahren von der EUR-Organisation der europäischen Energieunternehmen [33] eingeführt und anschließend (im Jahr 2012) von der IAEA in ihrem Dokument mit Anforderungen an die Auslegung von KKW [108] und in den nationalen Nuklearvorschriften [147], [107], [106] übernommenen Klassifizierung der KKW-Zustände noch nicht umsetzen.“* (Zitat aus Teil 4 „Auszug aus Band II des UVP-Berichts – Charakteristik des Vorhabens und der Emissionen“ der eingereichten grenzüberschreitenden Dokumentation, Kapitel II.11.1.2 Zustände des Kernkraftwerkes, Seite 64 der deutschsprachigen Version).

Daher unterscheidet sich die Klassifizierung der Zustände des Kernkraftwerkes, die bei den Sicherheitsanalysen des AP1000-Reaktorblocks (gemäß den US-Vorschriften) verwendet wurde, von der Klassifizierung, die in den nationalen Vorschriften angenommen wurde. Die im PCSR angewandte Klassifizierung der Zustände des Kernkraftwerkes ist nicht mit Ergebnissen der Sicherheitsanalysen der vorhergesagten Betriebsvorfälle und Notfallbedingungen verbunden. In den Sicherheitsanalysen, die für den vorläufigen Sicherheitsbericht (eng. „Preliminary Safety Analysis Report“) durchgeführt werden, werden die KKW-Zustände und die damit verbundenen Sicherheitsanalysen nach den polnischen Vorschriften gruppiert, die mit den Sicherheitsstandards der IAEO, EUR und den Empfehlungen der europäischen Atomaufsichtsbehörden (WENRA, ENSREG) übereinstimmen. Der vorläufige Sicherheitsbericht ist der wichtigste Teil der Unterlagen zur nuklearen Sicherheit, die mit dem Antrag auf Erteilung einer Genehmigung für den Bau eines KKW bei dem\*der Präsidenten\*in des PAA eingereicht werden müssen.

---

<sup>50</sup> <https://www.westinghousenuclear.com/Portals/5/Other%20PDFs/UKP-GW-GL-793NP-sm.pdf>

**3.4. Gemäß den Vorgaben des IAEO TECDOC 1791 müssen schwere Störfälle, die zu großen oder frühen Freisetzungen führen könnten, praktisch ausgeschlossen werden. Dies muss durch deterministische Analysen nachgewiesen werden, die durch zusätzliche probabilistische Analysen unterstützt werden. Welche deterministischen Analysen wurden im Vorhaben zu diesem Zweck durchgeführt?**

Die IAEO Dokumente der TECDOC Reihe legen keine Kriterien oder Anforderungen für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz fest, sondern dienen zu Informationszwecken – insbesondere bewährte Verfahren bei der Umsetzung der IAEO-Sicherheitsstandards. TECDOC-1791<sup>51</sup> bezieht sich auf die Publikation IAEO Nr. SSR-2/1 (Rev. 1)<sup>52</sup> die „Requirements“ - Ebene, die Anforderungen an die KKW-Auslegung enthält, mit Berücksichtigung der Schlüsse aus dem Unfall in Fukushima Dai-Ichi.

„Praktischer Ausschluss“ betrifft Notfallsequenzen, die zur Beschädigung des Containments führen können, was große und/oder (große) frühzeitige Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umwelt zur Folge hätte, insbesondere das Eintreten der folgenden Fälle:

- Wasserstoff-Explosion;
- Große Dampfexplosion;
- Direkte Aufheizung des Containments (eng. *direct containment heating*);
- Einführung einer hohen Reaktivität (einschließlich heterogener Borverdünnung);
- Bersten von Druckgeräten unter hohem Druck (insbesondere des Reaktorbehälters und großer Reaktorkühlkreislaufgeräte);
- Beschädigung des Brennstoffes im Zwischenlager;
- Übermäßiger Druck im Containment;
- Späte Beschädigung des Containments infolge des Schmelzens der Fundamentplatte;
- Schwere Unfälle, die die Funktionalität des Systems des Containments gefährden, wenn eine Kühlmittleckage aus dem Primärkreislauf durch das Containment austritt (containment bypass);
- Schwere Unfälle, die im Aushaltungszustand beim geöffneten Containment auftreten, oder wenn Sicherheitseinrichtungen und -systeme zur Eindämmung eines schweren Unfalls nicht vorhanden sind.

Die oben genannten Vorfälle wurden in der probabilistischen Sicherheitsanalyse (eng. *probabilistic safety assessment*, PSA) berücksichtigt, deren Ergebnisse im Sicherheitsbericht vor der Realisierung (eng. *pre-construction safety report*, PCSR) dargestellt wurden<sup>53</sup>.

---

<sup>51</sup> Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants. IAEA TECDOC SERIES. IAEA-TECDOC-1791. International Atomic Energy Agency. Vienna, 2016.

<sup>52</sup> Safety of Nuclear Power Plants: Design. Specific Safety Requirements. IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1). International Atomic Energy Agency. Vienna, 2016.

<sup>53</sup> <https://www.westinghousenuclear.com/Portals/5/Other%20PDFs/UKP-GW-GL-793NP-sm.pdf>

Für den AP1000 Reaktorblock wurden deterministische Analysen<sup>54</sup> für Gruppen der Vorfälle (die durch verschiedene Beschädigungen, Fehlfunktionen oder Fehler – „faults“ – verursacht werden), die in der Tabelle 8A-2 „AP1000 PCSR Composite Fault List for Reactor Internal and Non-internal Events and Internal and External Hazards“ im PCSR aufgeführt sind<sup>55</sup>. Sie sind unten aufgeführt.

### 1. Vorfälle bei und in Verbindung mit Einrichtungen und Systemen des Reaktors (eng. *Reactor Internal Events*)

- 1.1 Bersten vom Druckreaktorbehälter (eng. *Reactor Pressure Vessel Rupture*)
- 1.2 Großer Verlust der Dichtheit des Primärkreislaufs (eng. *Large LOCA*)
- 1.3 Verlust des Kühlmittels aus dem Primärkreislauf, infolge einer Leckage durch das angeschlossene System (eng. *Interfacing System LOCA*)
- 1.4 Mittlerer Verlust der Dichtheit des Reaktorkühlkreislaufs (eng. *Medium LOCA*)
- 1.5 Falsche Aktivierung vom automatischen Druckentlastungssystem im Reaktorkühlkreislauf (eng. *Spurious Actuation of ADS (Automatic Depressurization System)*)
- 1.6 Rohrleitungsbruch des Kühlmittel-Vorratsbehälters im Reaktorkern (eng. *CMT (Core Makeup Tank) Line Break*)
- 1.7 Rohrleitungsbruch der direkten Einspritzung in den Reaktordruckbehälter (eng. *Direct Vessel Injection Line Break*)
- 1.8 Kleiner Verlust der Dichtheit des Reaktorkühlkreislaufs (eng. *Small LOCA*)
- 1.9 Reaktorkühlmittelleckage (eng. *Reactor Coolant Leakage*)
- 1.10 Rohrbruch des passiven Wärmetauschers für die Nachwärmeabfuhr (eng. *PRHR (Passive Residual Heat Removal) Tube Rupture*)
- 1.11 Rohrbruch des Dampferzeugers (eng. *SGTR - Steam Generator Tube Rupture*)
- 1.12 Vorübergehender Zustand im Zusammenhang mit Hauptspeisewasser (eng. *Transient with Main Feed water*)
- 1.13 Verlust des Wasserflusses im Reaktorkühlkreislaufs (eng. *Loss of RCS (Reactor Coolant System) Flow*)
- 1.14 plötzlicher Anstieg der Reaktorleistung/ Leistungsexkursion (eng. *Core Power Excursions*)
- 1.15 Verlust der Speisewasserversorgung in beiden Dampferzeugern (eng. *Loss of Feedwater to both SGs (Steam Generators)*)
- 1.16 Verlust der Speisewasserversorgung in einem Dampferzeuger (eng. *Loss of Feedwater to One SG*)
- 1.17 Verlust der Kondensatorfunktion (eng. *Loss of Condenser*)
- 1.18 Ausfall externer Stromversorgung aus dem Stromnetz (eng. *Loss of Offsite Power*)
- 1.19 Verlust von Druckluft (eng. *Loss of Compressed Air*)
- 1.20 Bruch der Hauptdampfrohrlleitung (eng. *Main Steam Line Break*)

<sup>54</sup> AP1000® Pre-Construction Safety Report. UKP-GW-GL-793NP, Revision 1. Westinghouse Electric Company LLC. 2017.

<sup>55</sup> <https://www.westinghousenuclear.com/Portals/5/Other%20PDFs/UKP-GW-GL-793NP-sm.pdf>



---

1.21 Blockade in der offenen Stellung des Sicherheitsventils an der Hauptdampfrohrleitung (eng. *Main Steam Line Stuck Open Safety Valve*)

## 2. Zusätzliche Störfälle in Systemen, die mit dem Reaktor verbunden sind (eng. *Additional Reactor Internal Faults*)

2.1 Störfall des normalen Nachwärmeabfuhrsystems im Abschaltzustand (eng. *Failure of RNS (Normal Residual Heat Removal) During Shutdown Conditions*)

2.2 Kühlmittelverluste in Verbindung mit dem normalen Nachwärmeabfuhrsystem (eng. *LOCA Events Involving RNS*)

2.3 Charakteristische Vorfälle bei der Umladung des Kernbrennstoffs *Reactor Internal Events Specific to Refuelling Operations*)

## 3. Störfälle, die mit dem Reaktor nicht verbunden sind (eng. *Non-Reactor Faults*)

3.1 Störfälle, die mit dem Transportweg des frischen oder abgebrannten Kernbrennstoffs verbunden sind (eng. *Faults Involving Fuel (Spent/New) Transfer Route*)

3.2 Störfälle des Abklingbeckens für abgebrannten Kernbrennstoff *Spent Fuel Pool Faults*)

3.3 Gefährdung des Betreibers durch zerstörungsfreie Prüfverfahren, Wartungs- und Kalibriertätigkeiten (eng. *Operator Exposure Associated with NDT (Non-Destructive Testing), Maintenance, and Calibration Activities*)

3.4 Störfälle des Systems der Kühlmittelchemie und Kühlmittelvolumenkontrolle sowie der flüssigen radioaktiven Abfälle (in allen Blockzuständen) (eng. *Faults in CVS (Chemical and Volume Control System) and WLS (liquid radwaste system) (All Plant States)*)

3.5 Störfälle der Heizungs-, Entlüftungs- und Klimaanlage (eng. *HVAC (Heating, Ventilation and Air Conditioning System) Faults*)

3.6 Vorfälle, die mit Abfallentsorgung verbunden sind (eng. *Waste Management*)

## 4. Interne Gefahren (eng. *Internal Hazards*)

4.1 Interne Brände (eng. *Internal Fires*)

4.2 Interne Überflutungen (eng. *Internal Floods*)

4.3 Sonstige interne Gefahren (eng. *Other Internal Hazards*)

## 5. Externe Gefahren (eng. *External Hazards*)<sup>56</sup>

5.1 Seismische Vorfälle (eng. *Seismic Events*)

5.2 Belastungen, die mit Auswirkungen des Windes und der vom Wind getragenen Gegenstände verbunden sind (ang. *Wind Loading / Missiles*)

5.3 Externe Überflutungen (eng. *External Floods*)

5.4 Sonstige externe Gefahren (eng. *Other External Hazards*)

---

<sup>56</sup> Bisher wurden für beide potenziellen Standorte Messungen und Analysen der externen Gefahren, sowohl der natürlichen, als auch vom Menschen verursachten, durchgeführt und ihre Merkmale und Parameter bestimmt. Sie werden im Standortbericht (eng. „Site Evaluation Report“), dessen Erarbeitung derzeit weit fortgeschritten ist, und die Analyseergebnisse der Auswirkung auf das KKW werden dann im vorläufigen Sicherheitsbericht (eng. „Preliminary Safety Analysis Report“) dargestellt.

Der Umfang der Sicherheitsanalysen entspricht den Anforderungen gegenüber Sicherheitsberichten gestellt von:

- 1) der amerikanischen Atomaufsichtsbehörde (U.S. NRC) R.G. 1.70<sup>57</sup> und R.G. 1.206<sup>58</sup> und
- 2) der polnischen Verordnung über Sicherheitsanalysen (Anhang Nr. 2(7))

Gemäß den Kriterien, die im Atomgesetz definiert werden (Artikel 86m(1) und Artikel 86n(4)), die Häufigkeit des Auftretens (eng. *occurrence frequency*), die gleich oder größer als  $10^7$  /Jahr ist, bestimmt die repräsentativen Vorfälle für die Zwecke der Notfallplanung. Auf der Basis von Informationen, die dem Investor vom Lieferant der Technologie mitgeteilt wurden, kann festgestellt werden, dass dieses Kriterium vom einem schweren Unfall des AP1000 Reaktors mit Kernschmelze erfüllt wird, der Unfall wurde in erweiterten Auslegungsbedingungen (eng. *design extension conditions*, DEC) (d.h. SA-DEC oder DEC2) mit der Häufigkeit des Auftretens von  $1,7E-07$ /Jahr berücksichtigt<sup>59</sup>.

Es ist zu berücksichtigen, dass die Häufigkeit des Auftretens von schweren Unfällen, die zu großen Freisetzungen von radioaktiven Stoffen in die Umwelt führen, im Fall der Reaktoren der Generation III+ (zu denen der AP1000 Reaktor gehört) um mindestens 2 Größenordnungen geringer ist als bei Reaktoren der Generation II.

Polnische Vorschriften (Atomgesetz: Artikel 35(4)(2), Projektverordnung: §10(3) und §32(2 und 3)) und internationale Sicherheitstandards (WENRA<sup>60</sup>, IAEA<sup>61</sup>, UE/EURATOM<sup>62</sup>, EUR<sup>63</sup>) erfordern, dass Unfälle mit Kernschmelze praktisch ausgeschlossen werden, die zu großen und frühzeitigen Freisetzungen von radioaktiven Stoffen in die Umwelt führen. In der Praxis liegen die Häufigkeiten der großen Freisetzungen von radioaktiven Stoffen in die Umwelt (ang. *large release frequency*, LRF) bei schweren Unfällen mit Kernschmelze bei weit unter  $10^{-7}$ /Jahr.

Im Fall des AP1000 Reaktors liegt die Gesamthäufigkeit des Auftretens des LRF Störfalls bei  $1,7 \times 10^{-8}$ /Jahr<sup>64</sup>, es ist also ein extrem unwahrscheinlicher Vorfall. Daher ist die Annahme einer Notfallplanung für solche praktisch ausgeschlossenen, extrem unwahrscheinlichen schweren Unfälle (mit Schäden am Sicherheitsfall) bei KKW's mit Reaktoren der Generation III+ in den polnischen Vorschriften nicht vorgesehen.

---

<sup>57</sup> Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants. LWR Edition. Regulatory Guide 1.70, Revision 3. U.S. Nuclear Regulatory Commission. November 1978.

<sup>58</sup> Applications for Nuclear Power Plants. Regulatory Guide 1.206, Revision 1. U.S. Nuclear Regulatory Commission. October 2018.

<sup>59</sup> AP1000® Pre-Construction Safety Report. UKP-GW-GL-793NP, Revision 1. Westinghouse Electric Company LLC. 2017.

<sup>60</sup> WENRA Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants. November 2010; Safety of New NPP Designs. Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG. WENRA RHWG. March 2013.

<sup>61</sup> Safety of Nuclear Power Plants: Design. Specific Safety Requirements. IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1). International Atomic Energy Agency. Vienna, 2016.

<sup>62</sup> Council Directive 2014/87/EURATOM of 8 July 2014 amending Directive 2009/71/Euratom establishing a Community framework for the nuclear safety of nuclear installations.

<sup>63</sup> European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants. Revisions: from D (2012) to E2 (2021).

<sup>64</sup> AP1000® Pre-Construction Safety Report. UKP-GW-GL-793NP, Revision 1. Westinghouse Electric Company LLC. 2017.

Gleichzeitig möchten wir darauf verweisen, dass der Investor für die Zwecke des UVP-Berichts eine Umweltverträglichkeitsprüfung durchgeführt hat, die einen schweren Unfall vom AP1000 Reaktor mit Kernschmelze umfasst hat.

#### **4. Einwirkungen von außen**

- 4.1. Die IAEO-Vorgabe NS-G-1.5 ist veraltet und wurde bereits durch einen neuen IAEO Standard „SSG-68 Design of Nuclear Installations Against External Events Excluding Earthquakes“ aus dem Jahre 2021 ersetzt. Somit sollte die neueste Vorgabe zur Gefährdungsanalyse des KKW-Standortes in der UVP-Dokumentation und später in dem Sicherheitsbericht Anwendung finden und verbindlich herangezogen werden.**

**Angesichts der veralteten IAEO-Angaben, auf deren Grundlage die polnische Verordnung zu den Anforderungen an den Inhalt des einleitenden Sicherheitsberichtes (PSAR) aufgebaut wurde, ist zu empfehlen, die Überarbeitung der Anforderungen vom 31. August 2012 durchzuführen. Gib es bereits ein solches Vorhaben ggf. in welcher Etappe befindet sich ein solches Vorhaben und wie ist der (weitere) Zeitplan?**

Derzeit wird eine Verordnung des Ministerrates über den vorläufigen Standortbericht (Preliminary Site Evaluation Report, PSER) erarbeitet. Es ist auch vorgesehen, eine Änderung der Verordnung des Ministerrats vom 10. August 2012 einzuführen, über den detaillierten Umfang der Bewertung des Standortgebiets, das für eine kerntechnische Anlage vorgesehen ist, die Fälle, in denen die Möglichkeit ausgeschlossen ist, dass ein Standort die Anforderungen für eine kerntechnische Anlage erfüllt, und über die Anforderungen an einen Standortbericht für eine kerntechnische Anlage (Amtsblatt 2012, Pos. 1025) (im Folgenden: Standortverordnung)<sup>65</sup>, die den Umfang des Standortberichts festlegen. In oben genannten geänderten normativen Rechtsakten werden die neusten IAEO Vorgaben berücksichtigt, die in der Publikation Nr. SSG-68<sup>66</sup> umfasst sind. Die Vorschriften werden auf der Etappe der Erstellung der Unterlagen für die Genehmigung zum Baus, Inbetriebnahme und Betrieb einer kerntechnischen Anlage unmittelbar anwendbar sein.

---

<sup>65</sup> <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/DocDetails.xsp?id=WDU20120001025>

<sup>66</sup> IAEA Safety Standards Series No SSG-68, Design of Nuclear Installations Against External Events Excluding Earthquakes, 2021.

---

**4.2. Laut dem Polish Geological Institute besteht Interesse an den Polyhalogenitvorkommen in der Region Puck (Pommern). Ende 2014 erteilte der Umweltminister der KGHM Polska Miedź S.A. eine Konzession für die Erkundung des Vorkommens, die 2015 eine geophysikalische Untersuchung einleitete. Gibt es im Zusammenhang mit diesem Vorhaben eine Abschätzung potenzieller Risiken für den Standort des KKW? Ist der Aspekt einer Erhöhung der Seismizität am Standort des KKW infolge möglicher Bergbauaktivitäten in der Region diskutiert worden? Haben sich daraus bereits weitergehende Anforderungen an die Sicherheit des KKW ergeben?**

Gemäß der Standortverordnung erfüllt ein Standort nicht die Voraussetzungen für eine kerntechnische Anlage, wenn in der Region in den letzten 60 Jahren:

- a) Tätigkeiten zur Gewinnung von Bodenschätzen, oder
- b) Tätigkeiten zur unterirdischen Lagerung von Stoffen ohne Behälter oder zur unterirdischen Lagerung von Abfällen, oder
- c) andere Tätigkeiten durchgeführt wurden/werden,

die die nukleare Sicherheit der kerntechnischen Anlage gefährden können, indem sie seismische Erschütterungen hervorrufen, Verwerfungsstrukturen aktivieren, Bodenverschiebungen, -einstürze oder -verflüssigungen verursachen, oder in dieser Region sind Folgen solcher Tätigkeit aufgetreten, die beim Auftreten während des Betriebs der kerntechnischen Anlage die nukleare Sicherheit der kerntechnischen Anlage gefährden würden.

Die oben genannte Verordnung verweist auch darauf, dass im Rahmen der Standortbewertung für eine kerntechnische Anlage vergangene, gegenwärtige und geplante Tätigkeiten, die eine Bedrohung für eine kerntechnische Anlage darstellen oder darstellen können, indem sie seismische Erschütterungen hervorrufen, Verwerfungsstrukturen aktivieren, strukturelle Instabilität oder Bodenverschiebungen, -einstürze oder -verflüssigungen verursachen, berücksichtigt werden sollen.

Um die polnischen gesetzlichen Anforderungen zu erfüllen, wurde eine Bewertung der potenziellen Gefahren im Rahmen der Analyse der seismischen Gefährdungen für induzierte Erschütterungen durchgeführt. Die Bewertung wurde in einem Gebiet durchgeführt, das bis zu 150 km vom Standort Lubiatowo-Kopalino und Żarnowiec entfernt ist.

Bisher wurden keine Bergbautätigkeiten (mit Ausnahme der Kohlenwasserstoffe) im analysierten Gebiet durchgeführt, die eine beobachtbare induzierte Seismizität (eng. *induced Seismicity*) oder ausgelöste Seismizität (eng. *triggered Seismicity*) verursachen würden. Der potenzielle Abbau von Kalium-Magnesium-Salz- und Steinsalzlagerstätten in der Region des Standorts Lubiatowo-Kopalino und der Region des Standorts Żarnowiec wurde analysiert.

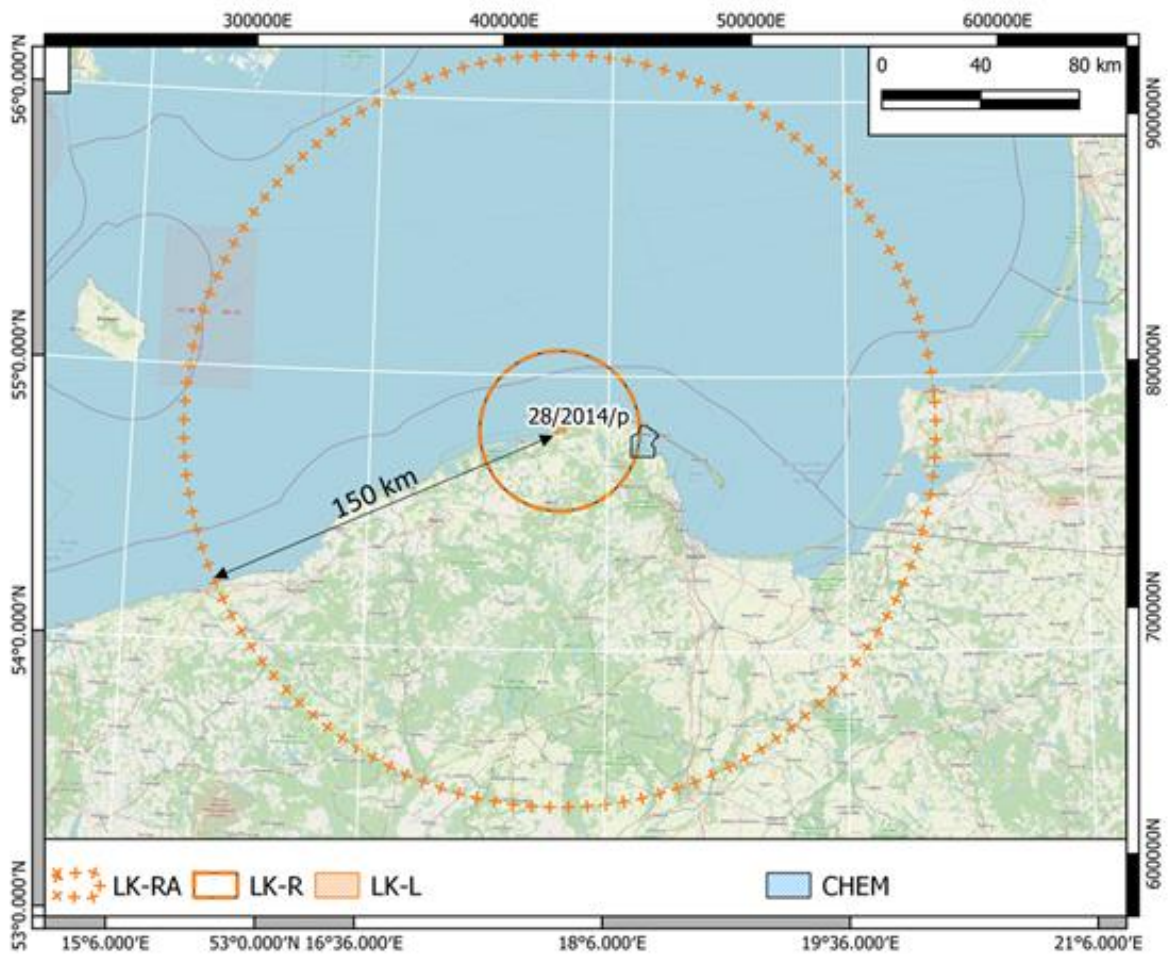


Abbildung 1. Karte der Konzessionen für die Suche nach chemischen Lagerstätten auf der Basis von Daten des Ministeriums für Klima und Umwelt (Ministerstwo Klimatu i Środowiska, MKiŚ) (Online-Zugriff: 30.04.2021). CHEM – Die Grenze für die aktiven Konzessionen für die Suche nach chemischen Lagerstätten (Konzession für die Suche Zatoka Pucka 28/2014/p), LK-RA – anthropogene Region Lubiatowo-Kopalino, LK-R – Region des Standorts Lubiatowo-Kopalino, LK-L – Standort Lubiatowo-Kopalino.

Quelle: L. Eisner i in., Raport końcowy z wynikami analizy hazardu sejsmicznego dla wstrząsów indukowanych, 2022, Dokumentcode: BLS\_BGP\_XXXX\_RY\_00012\_02\_PL.

Am 1. Oktober 2014 hat der Umweltminister der KGHM Polska Miedź S.A. die Konzession Nr. 28/2014/p für die Erkundung der Lagerstätte des Kalium-Magnesium-Salzes in der Region Puck zusammen mit dazugehörigen Bodenschätzen: Kupfer- und Silbererz sowie Steinsalz erteilt. In 150 km Entfernung vom Standort Lubiatowo-Kopalino und Standort Żarnowiec ist das die einzige laufende Konzession für die Suche nach Kalium-Magnesium-Salz und Kupfererz sowie Steinsalz (Abbildung 1). Die Kalium-Magnesium-Salze in der Region Puck können nicht durch Auslaugung, sondern nur durch Tiefbergbau abgebaut werden. Solch eine Bergbauaktivität kann zu einer Erhöhung von der Seismizität führen, die auf Untertagebau zurückzuführen ist. Besonderes Augenmerk soll auf unmittelbare Nähe (1 km) von großen Verwerfungen gelegt werden, weil die durch den Bergbau verursachten Spannungsänderungen zu Aktivitäten an diesen Verwerfungen führen können. Aufgrund empirischer Erfahrungen wurde ein Abstandspuffer von 1 km zur Verwerfung angenommen. Auf der Grundlage historischer Daten zur induzierten (eng. *induced Seismicity*) und ausgelösten Seismizität (eng. *triggered Seismicity*) wurde der Schluss gezogen, dass

bei Bergbaurbeiten keine großen ausgelösten seismischen Vorfälle auf Verwerfungen in mehr als 1 km Entfernung vom Bergwerk bekannt sind, sondern nur in unmittelbarer Nähe des Bergwerks (wenn der Bergbau eine große Verwerfung kreuzt).

Die Ergebnisse der bisher durchgeführten Analysen, die in geophysikalischen Materialien umfasst werden, haben keine potenziell aktiven Verwerfungen in den Konzessionsgebieten aufgezeigt (Abbildung 2).

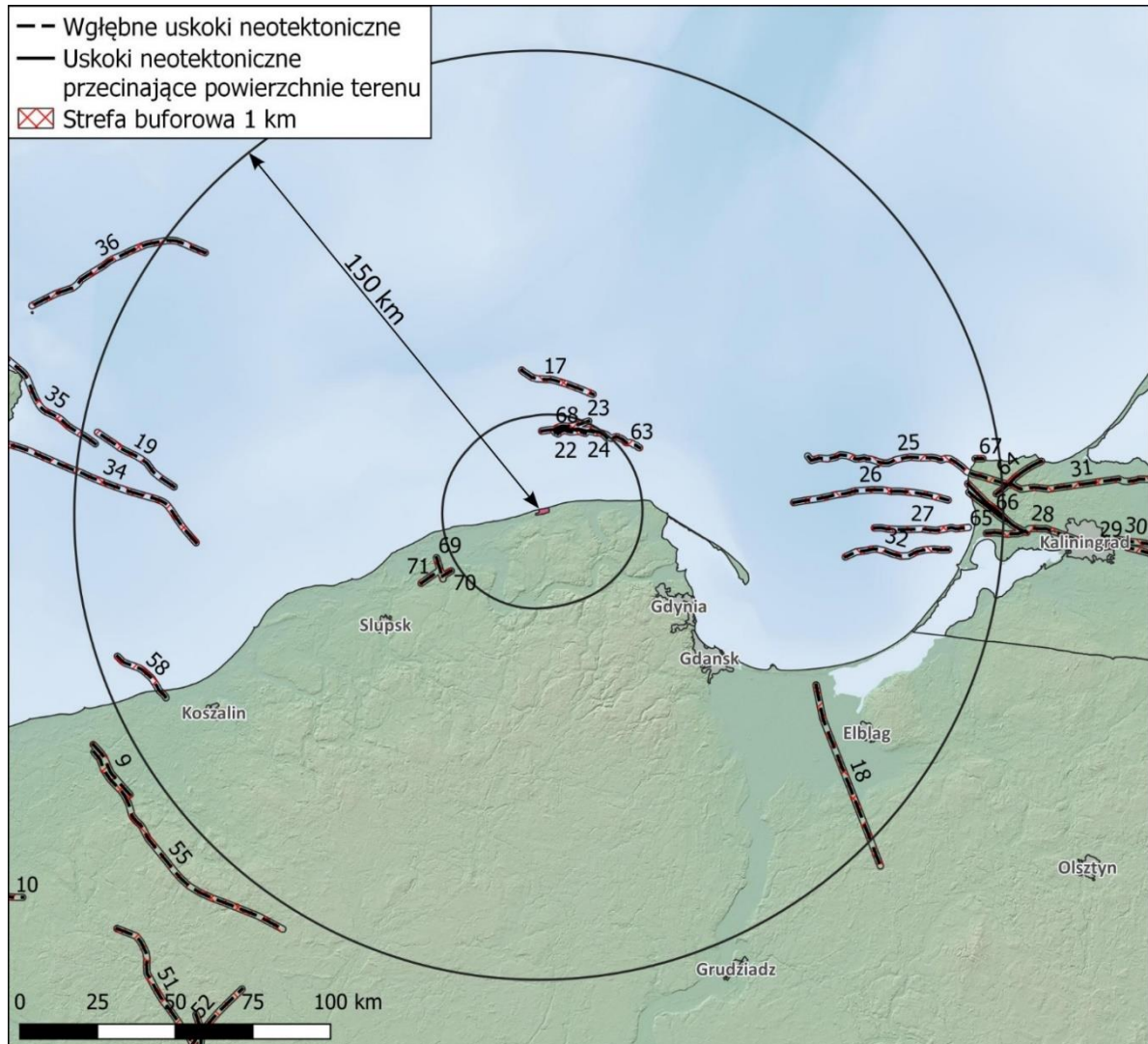


Abbildung 2. Karte der Lage der identifizierten Verwerfungen in der anthropogenen Region Lubiatowo-Kopalino und ihrer Umgebung. Die mit durchgezogenen Linien gekennzeichneten Verwerfungen, die die Bodenoberfläche durchdringen; gestrichelte Linien zeigen Verwerfungen an, die die Bodenoberfläche nicht durchdringen. Rot hervorgehobene Bereiche sind Pufferzonen im Umkreis von 1 km um eine identifizierte Verwerfung, die aktiviert werden können, wenn innerhalb des Puffers Bergbauaktivitäten stattfinden.

DE	PL
tiefe neotektonische Verwerfungen	Wgłębne uskoki neotektoniczne
neotektonische Verwerfungen die die Bodenoberfläche durchziehen	Uskoki neotektoniczne przecinające powierzchnię terenu
Pufferzone von 1 km	Strefa buforowa 1 km

Quelle: L. Eisner i in., Raport końcowy z wynikami analizy hazardu sejsmicznego dla wstrząsów indukowanych, 2022, Dokumentcode: BLS\_BGP\_xxxx\_RY\_00012\_02\_PL.

Sollte diese Art von Bergbautätigkeit im Konzessionsgebiet aufgenommen werden, insbesondere, wenn sie zu einer signifikanten Veränderung des Volumens führen würde (d. h. größer als die bestehende Tätigkeit), wird empfohlen, die Tätigkeit durch mikroseismische Überwachung zu erfassen.

Seit dem 1. März 2016 wird in der Standortregion Lubiatowo-Kopalino und in der Standortregion Żarnowiec eine kontinuierliche seismische Überwachung durchgeführt, die derzeit aus 15 seismischen Stationen besteht, darunter zwei seismische Bohrloch-Stationen, die in 80 m Tiefe installiert sind. Bei dieser Überwachung werden sowohl natürliche als auch induzierte/von Menschen ausgelöste Ereignisse erfasst. Der Standort wird während des Baus, des Betriebs und der Stilllegung des KKW kontinuierlich auf mögliche seismische (natürliche und induzierte/ausgelöste) Vorfälle überwacht.

Im Hinblick auf §5. 7. der Standortverordnung wurde nicht festgestellt, dass in den letzten 60 Jahren:

- a) Tätigkeiten zur Gewinnung von Bodenschätzen, oder
- b) Tätigkeiten zur unterirdischen Lagerung von Stoffen ohne Behälter oder zur unterirdischen Lagerung von Abfällen, oder
- c) andere Tätigkeiten durgeführt wurden/werden,

die die nukleare Sicherheit der kerntechnischen Anlage gefährden können, indem sie seismische Erschütterungen hervorrufen, Verwerfungsstrukturen aktivieren, Bodenverschiebungen, -einstürze oder -verflüssigungen verursachen, oder in dieser Region sind Folgen solcher Tätigkeit aufgetreten, die beim Auftreten während des Betriebs der kerntechnischen Anlage die nukleare Sicherheit der kerntechnischen Anlage gefährden würden.

**4.3. Besteht ein Interesse an weiteren Erkundungsbohrungen zur potenziellen Förderung von Öl und Gas in dem genannten Umkreis? Welche regulatorischen Vorkehrungen werden getroffen, um eine Erhöhung der Seismizität am Standort des KKW zu verhindern?**

Um die polnischen gesetzlichen Anforderungen zu erfüllen, wurde eine Bewertung der potenziellen Gefährdungen im Zusammenhang mit Öl- und Gasförderung im Rahmen der Analyse der seismischen Gefährdungen für die induzierten Erschütterungen durchgeführt. Die Bewertung wurde in einem Gebiet durchgeführt, das bis zu 150 km vom Standort Lubiatowo-Kopalino und Żarnowiec entfernt ist.

Derzeit gibt es 19 Konzessionen für die Suche (Abbildung 3) im Umkreis von 150 km um die Standorte Lubiatowo-Kopalino und Żarnowiec, was auf das Interesse an einer weiteren Exploration in diesem Gebiet im Hinblick auf eine mögliche Öl- und Gasförderung hindeutet.

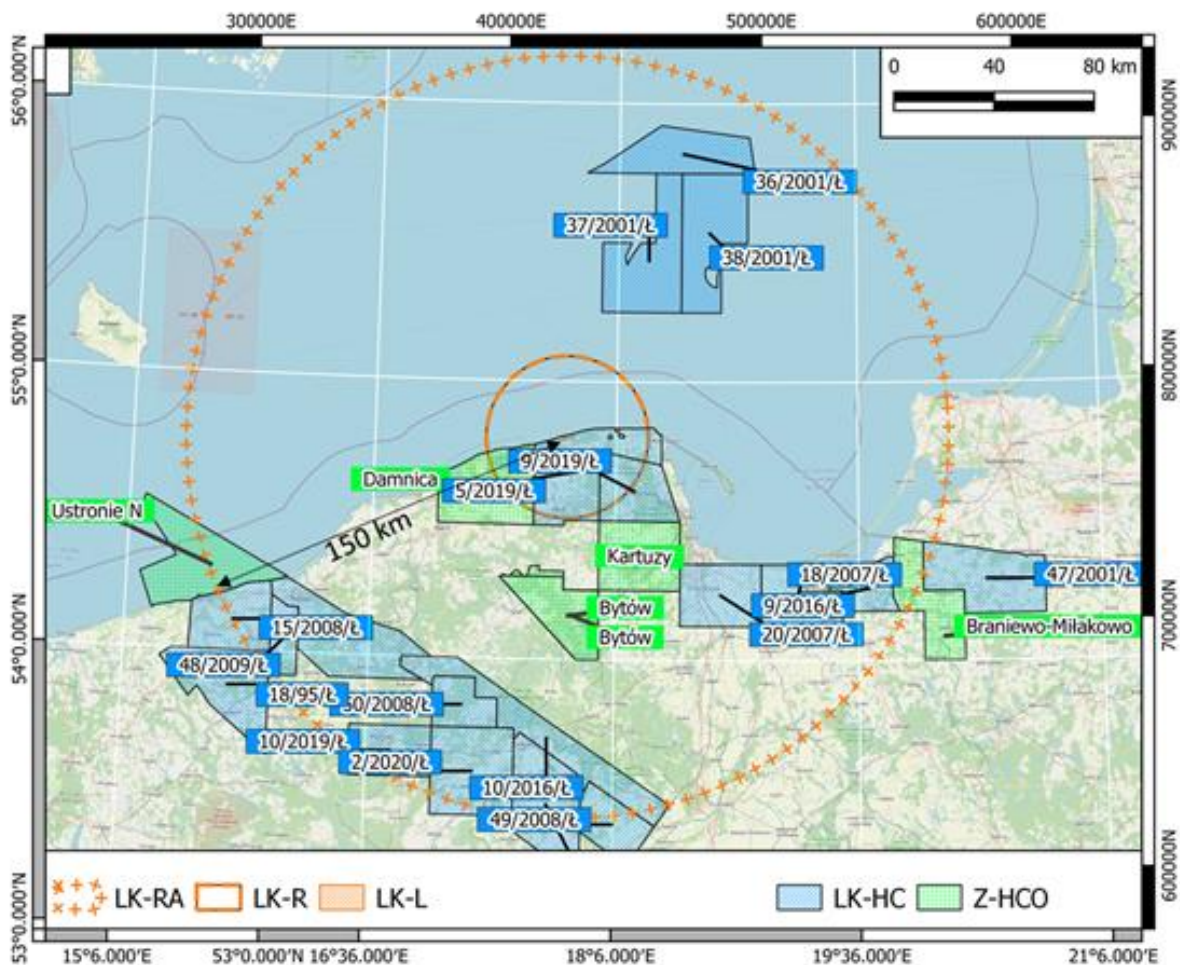


Abbildung 3. Karte der Konzessionen für die Suche nach Kohlenwasserstoffen gemäß den vom Klimaministerium bereitgestellten Informationen (<https://bip.mos.gov.pl/> abgerufen am 30.04.2021). LK-HC – Die Grenze der aktiven Konzessionen für die Suche nach Kohlenwasserstoffen, LK-RA – anthropogene Region Lubiatowo-Kopalino, LK-R – Region des Standorts Lubiatowo-Kopalino, LK-L – Standort Lubiatowo-Kopalino

Quelle: L. Eisner i in., *Raport końcowy z wynikami analizy hazardu sejsmicznego dla wstrząsów indukowanych*, 2022, Dokumentcode: BLS\_BGP\_xxxxx\_RY\_00012\_02\_PL.

Die Ergebnisse der bisherigen Beobachtungen und Analysen zeigen, dass:

1. Die konventionelle Öl- und Gasförderung hat am Standort Lubiatowo-Kopalino und am Standort Żarnowiec keine Seismizität verursacht;
2. Die bisher beobachtete Seismizität, verbunden mit Hydraulic-Fracturing-Tätigkeiten bei der Suche und Erschließung unkonventioneller Gas- und Ölvorkommen, stellt keine Gefahr für die kerntechnische Anlage dar.

Maßnahmen zur Verringerung der Auswirkungen der anthropogenen Seismizität könnten sich auf die Überwachung des seismischen Hintergrunds im Umkreis von 150 km um den Standort Lubiatowo-Kopalino stützen.

Seit dem 1. März 2016 wird in der Standortregion Lubiatowo-Kopalino und Żarnowiec eine kontinuierliche seismische Überwachung durchgeführt, die derzeit aus 15 seismischen Stationen besteht, darunter zwei seismische Bohrloch-Stationen, die in 80 m Tiefe installiert sind. Bei dieser Überwachung werden sowohl natürliche als auch induzierte/von Menschen



ausgelöste Ereignisse erfasst. Der Standort wird während des Baus, des Betriebs und der Stilllegung des KKW kontinuierlich auf mögliche seismische (natürliche und induzierte/ausgelöste) Vorfälle überwacht.

Im Hinblick auf §5. 7. der Standortverordnung wurde nicht festgestellt, dass in den letzten 60 Jahren:

- a) Tätigkeiten zur Gewinnung von Bodenschätzen, oder
- b) Tätigkeiten zur unterirdischen Lagerung von Stoffen ohne Behälter oder zur unterirdischen Lagerung von Abfällen, oder
- c) andere Tätigkeiten durgeführt wurden/werden,

die die nukleare Sicherheit der kerntechnischen Anlage gefährden können, indem sie seismische Erschütterungen hervorrufen, Verwerfungsstrukturen aktivieren, Bodenverschiebungen, -einstürze oder -verflüssigungen verursachen, oder in dieser Region sind Folgen solcher Tätigkeit aufgetreten, die beim Auftreten während des Betriebs der kerntechnischen Anlage die nukleare Sicherheit der kerntechnischen Anlage gefährden würden.

Hinsichtlich der Frage, welche rechtlichen Maßnahmen in der nationalen Rechtsordnung zur Begrenzung des Anstiegs der Seismizität am Standort von KKW gelten, ist auf die Bestimmungen zur Regelung der Tätigkeiten im Zusammenhang mit der Suche und Erkundung von Kohlenwasserstofflagerstätten und der Gewinnung von Kohlenwasserstoffen aus Lagerstätten, einschließlich Öl und Gas, zu verweisen. Diesbezüglich wurde mit dem Gesetz vom 9. Juni 2011 – Geologie- und Bergbaugesetz (Amtsblatt 2022, Pos. 1072)<sup>67</sup> wurde ein System zur Erteilung von Genehmigungen (Konzessionen) für die Durchführung solcher Tätigkeiten eingeführt. Diese Entscheidungen werden von den Konzessionsbehörden (dem Umweltminister, dem Marschall der Woiwodschaft und den Starosten) erlassen und genehmigen die Ausübung wirtschaftlicher Tätigkeiten, die sich auch auf die Seismizität eines bestimmten Gebiets auswirken, in einem festgelegten Raum (den festgelegten Eigentumsgrenzen). Die Konzessionsregelung verpflichtet die Konzessionsbehörden, jährlich Informationen über die Flächen, einschließlich ihrer Grenzen, zu veröffentlichen, für die im folgenden Jahr eine Konzessionsausschreibung geplant ist. Diese Flächen werden auf der Grundlage einer in Zusammenarbeit mit dem Staatlichen Geologischen Amt durchgeführten geologischen Prospektivitätsbewertung festgelegt. Das Gesetz schreibt den Konzessionsinhabern auch Transparenz vor und verpflichtet sie, während der gesamten Laufzeit der Konzession eine Website zu unterhalten, auf der unter anderem eine Karte im Maßstab von mindestens 1: 50 000 mit den Grenzen des Konzessionsgebiets und den Standorten der in der Suche- und Bewertungsphase durchgeführten Bohrungen sowie – im Falle der Kohlenwasserstoffgewinnung aus einer Lagerstätte – mit den Grenzen des Abbaugebiets und der Abbaustätte frei zugänglich ist. Dieser Unternehmer ist auch verpflichtet, dem Staatlichen Geologischen Amt die aktuellen Parameter

---

<sup>67</sup> <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/DocDetails.xsp?id=wdu20111630981>

der Kohlenwasserstoffgewinnung aus der Lagerstätte mitzuteilen und die Konzessionsbehörde über die Erfüllung dieser Verpflichtung zu informieren.

Mit den oben genannten Anforderungen soll sichergestellt werden, dass die Konzessionsbehörden und das staatliche geologische Amt (Państwowa Służba Geologiczna) die Konzessionsaktivitäten, die sich auf die Seismizität eines Standorts auswirken können, ordnungsgemäß überwachen. Die Behörde hat die Kontrolle über den räumlichen Geltungsbereich der erteilten Konzessionen und verfügt über das Wissen, um die Erteilung künftiger Konzessionen im ganzen Land angemessen zu planen. Folglich sollte davon ausgegangen werden, dass die betreffenden Beschränkungen und Anforderungen es ermöglichen, das KKW in einem sicheren Abstand zu Gebieten mit möglicherweise ungünstigen seismischen Bedingungen zu errichten.

- 4.4. Die IAEO-Vorgabe SSG-9 „Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations“, 2010 ist veraltet und bereits durch einen aktualisierten IAEO-Standard SSG-9 (Rev. 1) aus dem Jahre 2022 ersetzt. Somit sollten die neusten Vorgaben zur seismischen Gefährdungsanalyse des KKW-Standortes bei der geplanten Aktualisierung der Beurteilung der seismischen Gefahren und später in dem Sicherheitsbericht Anwendung finden und verbindlich herangezogen werden.**

Die Studien zur Bewertung der seismischen Gefahr für den Standort Lubiatowo-Kopalino und den Standort Żarnowiec begannen 2016 mit der Einrichtung einer seismischen Überwachung in der Umgebung des künftigen Projekts. Das kontinuierliche seismische Überwachungsnetz des Investors wird durch Daten aus dem nationalen seismischen Überwachungssystem ergänzt. In Polen gibt es, obwohl es ein aseismisches Land ist, ein nationales seismisches Überwachungssystem, das von zwei unabhängigen Institutionen (Institut für Geophysik, Polnische Akademie der Wissenschaften PAN) betrieben wird. Unter anderem auf der Grundlage der Ergebnisse der seismischen Überwachung hat der Investor zwischen 2017 und 2022 ein Projekt mit dem Titel „Badania geofizyczne głębokiego podłoża“ [Geophysikalische Untersuchung des tiefen Untergrunds] durchgeführt, bei dem potenzielle Verwerfungen überprüft und die seismische Gefährdung mit Hilfe einer probabilistischen Methode berechnet wurde. Bei der Bewertung der seismischen Gefahr wurden nationale Verordnungen und Leitlinien sowie IAEO Empfehlungen berücksichtigt.

Bei der geplanten Aktualisierung der seismischen Gefährdungsbeurteilung und später des Sicherheitsberichts werden die neuesten Vorgaben für die seismische Gefahrenanalyse am KKW-Standort berücksichtigt und angewendet, insbesondere die SSG-9 (rev. 1) d.h. Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations (Vienna, 2022).

**4.5. Inwieweit ist sichergestellt, dass die Anwendung der US-amerikanischen DOE-Norm und der britischen Methode T/AST/013 bei den Analysen hinsichtlich der Gefährdung durch den Luftverkehr die Vorgaben des europäischen Rechts zur nuklearen Sicherheit widerspiegelt? Welche Schlussfolgerungen konnten aus den Analysen hinsichtlich der Gefährdung durch den Luftverkehr gezogen werden? Der Empfehlung der WENRA Safety Objectives 2013 zufolge soll die Auslegung des Containments den Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges (mit einem Gewicht von 400 t) berücksichtigen. Gegen welche (qualitativ und quantitativ) extremen äußeren Ereignisse ist das Containment des für Polen standortspezifischen AP1000 ausgelegt?**

Im Rahmen der Analyse der vom Menschen verursachten externen Gefährdungen für den Standortsbericht (eng. *Site Evaluation Report*) wurde eine detaillierte Analyse der Gefahr eines unbeabsichtigten Absturzes vom Flugzeug (ang. *aircraft*) auf die KKW Anlagen in beiden potenziellen Standorten vorgenommen<sup>68</sup>. Die Analyse berücksichtigte verschiedene Arten von Flugzeugen (u.a. Verkehrs und Frachtflugzeuge, „allgemeine“ Luftfahrt – (ang. *general aviation*), Militärflugzeuge, Hubschrauber). Für die Zwecke der Analyse wurde eine Luftverkehrsprognose für das Jahr 2043 angenommen (d. h. 10 Jahre nach vorhergesagter Inbetriebnahme des ersten KKW Blocks). Die Analyse wurde auf der Grundlage einer Methodik durchgeführt, die unter Berücksichtigung der folgenden Normen entwickelt wurde: U.S. Department of Energy DOE-STD-3014-2006<sup>69</sup> und die im Bericht von J.P. Byrne beschriebene britische Norm<sup>70</sup>. Es wurde ein Kriterium (Grenzwert) von  $10^{-7}$  Flugzeugabstürzen pro Jahr angewandt.

Bericht über die Analyse der Gefährdungen für ein Kernkraftwerk<sup>71</sup> wurde durch die Berechnungen ergänzt mit dem Titel *Analiza zagrożeń elektrowni jądrowej związanych z przypadkowym uderzeniem statku powietrznego w EJ [Analyse der Gefährdungen für ein Kernkraftwerk, die mit einem unbeabsichtigten Absturz eines Flugzeuges auf ein KKW verbunden sind]*<sup>72</sup>. Anhörungen wurden auch mit Polska Agencja Żeglugi Potwierznej [Polnische Agentur Für Luftfahrt] durchgeführt.

Auf der Basis von diesen Arbeiten werden zu gegebener Zeit mit den zuständigen polnischen Behörden Vereinbarungen getroffen. Sie weden darauf abzielen, die Sicherheit

---

<sup>68</sup> Bericht über die Analyse der Gefährdungen für ein Kernkraftwerk, die mit einem unbeabsichtigten Absturz eines Flugzeuges auf ein KKW am Standort Lubiatowo-Kopalino verbunden sind. ATOMEKO Adam Strupczewski. Warszawa. 2020-12-22.

<sup>69</sup> DOE Standard: Accident Crash Into Hazardous Facilities Analysis. US. Department of Energy Washington, DC 20585 October 1996, reaffirmation 2006, DOE-STD-3014-2006.

<sup>70</sup> Byrne J.P. The calculation of aircraft crash risk in the UK, United Kingdom Health and Safety Executive Contract Research Report CRR 150/1997.

<sup>71</sup> Bericht über die Analyse der Gefährdungen für ein Kernkraftwerk, die mit einem unbeabsichtigten Absturz eines Flugzeuges auf ein KKW am Standort Lubiatowo-Kopalino verbunden sind. ATOMEKO Adam Strupczewski. Warszawa. 2020-12-22.

<sup>72</sup> P.Mazgaj, Analiza zagrożeń elektrowni jądrowej związanych z przypadkowym uderzeniem statku powietrznego w elektrownię jądrową, PEJ, 2022

des Flugverkehrs und des ausgelegten Kernkraftwerkes zu optimieren. Die Gefahr, die mit einem unbeabsichtigten Absturz eines Flugzeuges auf das ausgelegte KKW verbunden ist, ist vernachlässigbar gering, jedoch sollen ähnlich wie in der internationalen Praxis und auch bei einigen polnischen Industrieanlagen, einige Beschränkungen für die Verfügbarkeit des Luftraums eingeführt werden. Dies muss auch dem polnischen Luftfahrtrecht entsprechen. Das polnische Luftverkehrsrecht setzt die Anforderungen der EU-Kommission um, was durch die Leitlinien des\*der Präsidenten\*in der Zivilluftfahrtbehörde (Urząd lotnictwa Cywilnego) bestätigt wird.<sup>73</sup>

Die Gefahren eines unbeabsichtigten Flugzeugabsturzes werden im Rahmen periodischer Sicherheitsbewertungen analysiert werden, die gemäß den Anforderungen der polnischen Vorschriften (Atomgesetz, Artikel 37e (2)), die im Einklang mit den internationalen Sicherheitstandards sind, mindestens alle 10 Jahre durchgeführt werden.

Es soll betont werden, dass AP1000 Reaktorblöcke so ausgelegt sind, dass sie bei einem (unbeabsichtigten oder beabsichtigten) Absturz eines großen Zivilflugzeugs sicher sind. Dies wird sowohl von den amerikanischen (10CFR§50.150<sup>74</sup>), als auch von den polnischen Vorschriften (Projektverordnung: §33) gefordert.

*„Die Auslegung des Kernkraftwerks sieht Auslegungslösungen vor, die seine Sicherheit im Fall des Absturzes eines großen Zivilflugzeugs gewährleisten, so dass der Betreiber im Fall des Absturzes eines Flugzeugs nur begrenzt eingreifen muss:*

- 1) der Reaktorkern wird weiterhin gekühlt oder das primäre Containment (ang. primary Containment) bleibt intakt;*
- 2) die Kühlung des abgebrannten Kernbrennstoffs oder die Integrität des Abklingbeckens für den abgebrannten Kernbrennstoff wird aufrechterhalten“.*

---

<sup>73</sup> Leitlinie Nr. 6 des\*der Präsidenten\*in der Zivilluftfahrtbehörde vom 9. Mai 2022 über die Bekanntmachung annehmbarer Nachweisverfahren und Anleitungen zur Verordnung (EU) Nr. 1178/2011 der Kommission (Teil FCL).

<sup>74</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission Regulations: Title 10, Code of Federal Regulations. Part 50 – Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities.

## **5. Behandlung und Lagerung radioaktiver Abfälle und bestrahlter Brennelemente**

**Aus deutscher Sicht sind auch nach dem Abschluss des aktuellen grenzüberschreitenden UVP-Verfahrens offene Fragen bezüglich des Umgangs und der Lagerung radioaktiver Abfälle und bestrahlter Brennelemente und die dafür zu erarbeitende Strategie mit europäischen Partnern in bi- oder multilateralen Rahmen zu besprechen.**

**5.1. Angesichts der begrenzten Kapazität des bereits bestehenden Lagers für schwach- und mittelradioaktive Abfälle ist anzunehmen, dass die durch den Betrieb des KKW generierten Abfälle dort nicht zwischengelagert werden können. Gemäß der Richtlinie 2011/70/EURATOM trägt der Genehmigungsinhaber die Verantwortung und Vorsorge für die Sicherheit der Anlage und/oder Tätigkeit zur sicheren Entsorgung abgebrannter Brennelemente und aller Arten radioaktiver Abfälle. Dies betrifft u. a. eine rechtzeitige Erstellung und Realisierung eines Konzepts zur Zwischenlagerung der Brennelemente und radioaktiver Abfälle als den wichtigen nächsten Schritt. In welcher Etappe befindet sich ein solches Konzept und wie ist der (weitere) Zeitplan?**

Im Hinblick auf die Behandlung radioaktiver Abfälle und abgebrannten Kernbrennstoffe (im Folgenden: WPJ) möchten wir Sie darüber informieren, dass in Polen die folgenden Vorschriften/Dokumente in Kraft sind, mit denen u. a. die Anforderungen der Richtlinie 2011/70/EURATOM<sup>75</sup> umgesetzt werden:

- 1) Atomgesetz;
- 2) Verordnung des Ministerrats vom 14. Dezember 2015 über radioaktive Abfälle und abgebrannte Kernbrennstoffe (Amtsblatt von 2022, Pos. 1320)<sup>76</sup>;
- 3) Projektverordnung,
- 4) Nationaler Plan für die Handhabung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Kernbrennstoffe (im Folgenden: KPPzOPiWPJ).

Gemäß dem Beschluss Nr. 154 des Ministerrats vom 21. Oktober 2020 über die Aktualisierung des "Nationalen Plans für die Handhabung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Kernbrennstoffe (Amtsblatt von 2020, Pos.1070)<sup>77</sup>, ist der Bau einer neuen Oberflächenlagerungsanlage für schwach- und mittelradioaktive Abfälle (im Folgenden: NSPOP) vorgesehen, die gemäß dem Zeitplan des Plans KPPzOPiWPJ während des Zeitraums der Aufnahme des KKW-Betriebs errichtet werden soll.

Darüber hinaus sieht KPPzOPiWPJ den Bau eines Tiefenendlagers (im Folgenden: SGOP) vor, in dem WPJ gelagert werden können. Das Auswahl- und Bewertungsverfahren des Endlagerstandorts wird weitgehend davon abhängen, ob ein geplantes unterirdisches Prüflabor (im Folgenden: PURL) mit dem künftigen Endlager verbunden werden soll oder

---

<sup>75</sup> 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.

<sup>76</sup> <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/DocDetails.xsp?id=WDU20150002267>

<sup>77</sup> <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/DocDetails.xsp?id=WMP20200001070>

ob unabhängig von den Arbeiten am PURL Prüfungen geplant werden, die sich direkt auf den Endlagerstandort beziehen. Die Entscheidung, ob ein Endlager SGOP am gleichen Ort wie ein Prüflabor PURL lokalisiert werden kann, kann nach Prüfungen im PURL getroffen werden. Darüber hinaus ist die Anpassung bestehender unterirdischer Anlagen oder ihrer Teilen an PURL unter polnischen Bedingungen möglich. Demzufolge werden in dem Dokument zwei Modelloptionen für die Umsetzung des Programms für SGOP vorgestellt unter Berücksichtigung der bisherigen Überlegungen unter polnischen Bedingungen, d. h. Zeitrahmen und Optionen für das Standortauswahlverfahren:

- für das Standortauswahlverfahren für ein Endlager SGOP mit einem Prüflabor PURL, das möglicherweise mit einem zukünftigen Endlagerstandort verbunden ist;
- für das Standortauswahlverfahren für ein Endlager SGOP mit einem Prüflabor PURL, das nichts mit dem Endlagerstandort verbunden ist, oder mit einer möglichen Anpassung bestehender Einrichtungen zur Unterbringung eines Prüflabors PURL.

Ein Termin für den Baubeginn des SGOP steht heute noch nicht fest, aber es wurden vorläufige Annahmen für den Zeitplan getroffen, die folgende Arbeiten vorsehen:

- Analyse der Bedingungen und Entwicklung des Vorhabensplans.
- Überprüfung der Standorte anhand von rechtlichen Kriterien.
- Identifizierung möglicher Bereiche für Prüfungen.

Die hier erörterte Problematik wird durch die Antwort auf die Frage 5.3 noch ergänzt.

**5.2. Da ein Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente als unmittelbarer Bestandteil des KKW-Vorhabens zu betrachten ist, wenn dies Teil des Entsorgungsnachweises (die Voraussetzung für den Neubau von KKW) ist, muss berücksichtigt werden, dass die Sicherheitsanforderungen an die Auslegung eines solchen Lagers gegen Einwirkungen von außen (insbesondere vom Menschen verursachten Gefahren wie z. B. Flugzeugabstürze) mindestens den Anforderungen für ein Reaktorgebäude entsprechen müssen. Dabei sollte man sich auch an den IAEO-Standards anhand des neusten Berichts der WENRA-Arbeitsgruppe aus dem Jahr 2018 orientieren. Anforderungen an die Lagerung von bestrahlten Kernbrennstoffen sollten u. a. in einem gesonderten nationalen Regelwerksdokument spezifiziert und damit verbindlich gemacht werden.**

Im Hinblick auf die Behandlung von radioaktiven Abfällen und WPJ möchten wir erklären, dass in Polen die folgenden Vorschriften/Dokumente in Kraft sind, mit denen u. a. die Anforderungen der Richtlinie 2011/70/EURATOM<sup>78</sup> umgesetzt werden:

- 1) Atomgesetz;
- 2) Verordnung des Ministerrats über radioaktive Abfälle und abgebrannte Kernbrennstoffe;
- 3) Projektverordnung,

---

<sup>78</sup> 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.

#### 4) KPPzOPiWPJ.

Die Sicherheitsanforderungen der oben genannten nationalen Vorschriften sowie die in den IAEO- und WENRA-Empfehlungen<sup>79</sup> enthaltenen Anforderungen werden in der Planungsphase des Zwischenlagers für abgebrannte Brennelemente berücksichtigt.

Gemäß den Bestimmungen der Richtlinie 2011/70/EURATOM und dem Atomgesetz ist Polen verpflichtet, sein System zur Behandlung radioaktiver Abfälle einer internationalen Überprüfung zu unterziehen. Auf Einladung des Energieministers überprüften Experten der IAEO im Rahmen der ARTEMIS-Mission vom 1. bis 10. Oktober 2017 das polnische System zur Entsorgung radioaktiver Abfälle.

Das Expertenteam der IAEO kam zu dem Schluss, dass Polen einen umfassenden Ansatz für die sichere Behandlung radioaktiver Abfälle hat, und ermittelte Verbesserungsmöglichkeiten im Zusammenhang mit der Umsetzung des polnischen Kernenergieprogramms.

Die ARTEMIS-Mission bestätigte, dass Polen die meisten Anforderungen des Plans KPPzOPiWPJ erfüllt, insbesondere in Bezug auf die Lagerung radioaktiver Abfälle. Bei der Überprüfung wurden Polens Stärken in Behandlung von Abfällen sowie Bereiche mit weiterem Verbesserungsbedarf ermittelt. Die Experten der ARTEMIS-Mission stellten ferner fest, dass Polen eine gute Grundlage für die sichere und verantwortungsvolle Behandlung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Kernbrennstoffe geschaffen hat, und hoben das starke Engagement aller Beteiligten Seiten hervor, insbesondere im Zusammenhang mit der geplanten Entwicklung der Kernenergie<sup>80</sup>.

**5.3. Bei der möglichen Einstufung abgebrannter Brennstoffe als Wertstoff ist zu berücksichtigen, dass die Regeln zum Umgang mit hochradioaktiven Abfällen einzuhalten sind. Des Weiteren ist zu berücksichtigen, dass auch bei der Wiederaufbereitung hochradioaktiver Abfälle anfällt, der üblicherweise in Glaskokillen eingeschlossen wird und auch, in der Regel, einer Lagerung (Endlagerung) bedarf. Sprich auch für diesen Entsorgungsweg ist ein entsprechendes Endlager vorzusehen.**

**Das Gelände des Standortes soll über einen ausreichenden Platz für die notwendigen Infrastrukturen des Zwischentrockenlagers verfügen.**

Auf dem Gelände des KKW ist ein Zwischentrockenlager für abgebrannte Brennelemente (englisch: *interim dry spent fuel storage*) geplant, das die abgebrannten Brennelemente aus der gesamten Betriebszeit des KKW aufnehmen kann. KPPzOPiWPJ sieht den Bau eines SGOP vor, in dem abgebrannte Kernbrennstoffe gelagert werden können.

Im Rahmen des Plans KPPzOPiWPJ wurde eine Analyse durchgeführt, die zu dem Ergebnis führte, „dass in der gegenwärtigen Situation ein offener Brennstoffkreislauf aus wirtschaftlicher Sicht für Polen am günstigsten ist. Die Ergebnisse von Analysen, die im Auftrag des damaligen Wirtschaftsministeriums von auf die Wirtschaft radioaktiver

---

<sup>79</sup> Im Besonderen: "Report. Radioactive Waste Treatment and Conditioning Safety Reference Levels. Report of the Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD). April 2018".

<sup>80</sup> Ibidem.

Abfälle spezialisierten Wissenschafts- und Forschungsinstituten und -einheiten durchgeführt wurden, zeigen, dass in der Situation Polens ein offener Brennstoffkreislauf wirtschaftlich günstiger (zwischen 30 und 50 %) als ein teilweise geschlossener Brennstoffkreislauf ist. Die globalen Trends in diesem Bereich werden jedoch ständig beobachtet und die vorgeschlagenen Lösungen gegebenenfalls geändert.

Eine erneute Analyse des Brennstoffkreislaufs wird vorgenommen, sobald das erste polnische KKW in Betrieb ist. Nach dem Atomgesetz liegt die Entscheidung über die Einstufung abgebrannter Brennstoffe als Abfall oder Rohstoff für eine weitere Wiederaufbereitung beim Kernkraftwerksbetreiber. Die Kosten für die Bearbeitung muss er aus eigenen Mitteln bestreiten“.

In der gegenwärtigen Phase des Vorbereitungsprozesses für den Bau des KKW gibt es keine Pläne für die Wiederaufbereitung abgebrannter Brennstoffe aus dem ersten polnischen KKW.

## **6. Aspekte des physischen Schutzes**

### **Welche international üblichen Anforderungen oder Herangehensweisen werden bei der Risikoabschätzung zur Auslegung des physischen Schutzes für den Standort herangezogen?**

Auf internationaler Ebene wird das Konzept der physischen Sicherheit in den IAEO-Empfehlungen beschrieben, darunter:

1. National Nuclear Security Threat Assessment, Design Basis Threats and Representative Threat Statements - Implementing Guide IAEA Nuclear Security Series No. 10-G (Rev. 1) – Vienna 2021;
2. Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), IAEA Nuclear Security Series No. 13, Vienna 2011;
3. Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (Implementation of INFCIRC/225/Revision 5) - Implementing Guide IAEA Nuclear Security Series No. 27-G, Vienna 2018;
4. Handbook on the Design of Physical Protection Systems for Nuclear Material and Nuclear Facilities - Technical Guidance IAEA Nuclear Security Series No. 40-T, Vienna 2021;
5. Security during the Lifetime of a Nuclear Facility - Implementing Guide IAEA Nuclear Security Series No. 35-G, Vienna 2019.

Die genannten Dokumente werden bei der Bestimmung des grundlegenden Auslegungsrisikos (PZP) (englisch: *design basis threat*, DBT) berücksichtigt, das gemäß den polnischen Vorschriften – Atomgesetz, Artikel 41(n-t) – festgelegt wird. Dies wird als Grundlage bei der Planung des physischen Schutzes des KKW dienen.



Das grundlegende Auslegungsrisiko wird auf der Grundlage der in dem IAEO-Dokument empfohlenen Methodik entwickelt: NSS No. 10-G (Rev. 1)<sup>81</sup>. Gemäß Artikel 41o des vorgenannten Gesetzes wird das grundlegende Auslegungsrisiko (PZP) vom Präsidenten der Staatlichen Atomenergiebehörde PAA in Absprache mit sieben anderen relevanten Stellen entwickelt. Das grundlegende Auslegungsrisiko wird alle zwei Jahre oder häufiger (im Falle einer wesentlichen Änderung der Umstände) überprüft und aktualisiert. Das aktuelle grundlegende Auslegungsrisiko wurde im Januar 2022 und wird gemäß dem Atomgesetz bei der Entwicklung, Genehmigung und Stellungnahme von physischen Schutzsystemen berücksichtigt. Das physische Schutzsystem einer kerntechnischen Anlage, einschließlich eines Kernkraftwerks, muss das Risikoniveau berücksichtigen und Schutz gegen die im grundlegenden Auslegungsrisiko genannten Bedrohungen bieten. Physische Schutzsysteme für KKW müssen eine Bewertung der Wirksamkeit des vorgeschlagenen Systems beweisen und nachweisen, dass das System das erforderliche hohe Schutzniveau bietet.

---

<sup>81</sup> IAEA Nuclear Security Series No. 10-G (Rev. 1), National Nuclear Security Threat Assessment, Design Basis Threats and Representative Threat Statements, 2021.

---

## **Stellungnahme des Sächsischen Staatsministeriums für Energie, Klimaschutz, Umwelt und Landwirtschaft:**

### **7. Allgemeine Anmerkungen zum Projekt**

**7.1. Seit dem Beginn der Nutzung der Kernenergie ist es wiederholt zu gravierenden Unfällen und Naturkatastrophen gekommen, die zu erheblichen Freisetzungen radioaktiver Stoffe mit langfristigen und überregionalen Auswirkungen geführt haben. Zudem hat sich erwiesen, dass die sichere Entsorgung hochradioaktiver Abfälle besonders schwierig und kostenintensiv ist, sodass die Wirtschaftlichkeit der Kernenergienutzung aus unserer Sicht in der Gesamtbetrachtung nicht gegeben ist. Die Entsorgung radioaktiver Abfälle verursacht unvermeidbar erhebliche Lasten für zukünftige Generationen, die mit der konsequenten Nutzung erneuerbarer Energien vermieden werden könnten. Die Bundesrepublik Deutschland hat sich vor diesem Hintergrund für die Beendigung der Kernenergienutzung entschieden. Sofern die Republik Polen im Rahmen einer Neubewertung der Kosten, des Nutzens und der Risiken der Kernenergie zu einem ähnlichen Ergebnis kommt, würden wir das sehr begrüßen.**

Die Entscheidung für die Nutzung der Kernenergie im polnischen Energiemix wurde von der Regierung der Republik Polen durch die Verabschiedung der Energiepolitik Polens bis 2040 (im Jahr 2021) und der Aktualisierung des Polnischen Kernenergieprogramms (im Jahr 2020) im Rahmen der Planung der systemischen Transformation des Energiesystems als Beitrag zum Ziel der Klimaneutralität der Europäischen Union (EU) bestätigt. Darüber hinaus ist die Unterstützung seitens der polnischen Öffentlichkeit für die Nutzung der Kernenergie seit Jahren nach wie vor hoch und hat mit dem Anstieg der Energiepreise in der EU im Jahr 2022 und der Politik der Unabhängigkeit von Energieressourcen und -lieferungen aus anderen Ländern weiter zugenommen, was die Entscheidungen der polnischen Regierung beeinflusst. Eine Änderung des Konzepts würde eine Änderung der oben genannten Politiken erfordern, was außerhalb des laufenden Verfahrens zum Erlass des Bescheids über die Umweltbedingungen für das geplante Projekt liegt, einschließlich des grenzüberschreitenden UVP-Verfahrens, in dem die Frage aufgeworfen wurde.

**7.2. Am 2. November hat die Regierung der Republik Polen beschlossen, dass das zu errichtende Kernkraftwerk auf der AP1000-Reaktortechnologie des US-amerikanischen Unternehmens Westinghouse basieren soll, die über moderne, auch passiv arbeitende Sicherheitssysteme verfügt. Ein fortschrittliches Design und die Auslegung der Anlagen eines Kernkraftwerks können zwar das Risiko einer erheblichen Freisetzung radioaktiver Stoffe senken, dieses Szenario aber dennoch nie vollständig ausschließen. Leider wird die Verwundbarkeit von Kernkraftwerken einschließlich der Infrastruktur zu ihrer Versorgung gegenüber äußeren Einwirkungen aktuell in der Ukraine deutlich. Die hier gewonnen oder noch abzuleitenden Erkenntnisse zum notwendigen und effektiven Schutz der Anlagen konnten noch nicht in die uns vorliegenden Dokumente einfließen, sollten aus unserer Sicht jedoch im weiteren Verlauf unbedingt Berücksichtigung finden.**

Im Bereich der nuklearen Sicherheit gehen die derzeit geltenden Vorschriften in den nationalen Gesetzen, in den Gesetzen anderer Länder sowie in den bestehenden internationalen Sicherheitsstandards nicht ausdrücklich auf die Anforderungen an potenzielle Bedrohungen für kerntechnische Anlagen ein, die mit der Kriegsführung zusammenhängen oder durch einen Krieg verursacht werden.

Dies bedeutet nicht, dass die oben genannten Risiken nicht erkannt und folglich in den Sicherheitsanalysen für die ausgewählte KKW-Technologie nicht berücksichtigt wurden.

Bei der Prüfung der in dieser Frage aufgeworfenen Problematik ist zunächst hervorzuheben, dass die Republik Polen den Bau und Betrieb des KKW mit Kernreaktoren des Typs AP1000 der Generation III+ plant. Diese Technologie erfüllt die strengsten Konstruktionsanforderungen, auch in Bezug auf die Widerstandsfähigkeit gegenüber extremen äußeren Gefahren, den sogenannten „seltenen und schweren äußeren Gefahren“ (englisch: *Rare and Severe External Hazards*, RSEH), wie in den EUR-Anforderungen (European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants, EUR-Dokument – neueste Version E2 von 2021<sup>82</sup>) definiert, oder „auslegungsüberschreitenden externen Ereignissen“ – BDBEE (englisch: *Beyond Design Basis External Events*), wie in der IAEA-Studie Safety Standards Series No. SSG-68<sup>83</sup>. Das Projekt des KKW in der AP1000-Technologie erfüllt sowohl die US-amerikanischen als auch die polnischen Anforderungen an die nukleare Sicherheit.

Als Beispiel für die Erfüllung der oben genannten Anforderungen sei darauf hingewiesen, dass die neuen Kernkraftwerke der Generation III+ so ausgelegt sind, dass sie dem Aufprall eines großen Zivilflugzeugs (Anforderungen: die polnische Projektverordnung und United States Code of Federal Regulations, Title 10, Part 50, §50.150) und einer externen Explosion

---

<sup>82</sup> European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants, Revision E2, 2021

<sup>83</sup> INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of Nuclear Installations Against External Events Excluding Earthquakes, IAEA Safety Standards Series No. SSG-68, IAEA, Vienna (2021)

mit bestimmten Druckwelleneigenschaften (gemäß EUR<sup>68</sup>: 0,1 bar) standhalten. In Anbetracht der potenziellen Gefahren, die mit kriegsbedingten externen Explosionen verbunden sind, hat der Investor außerdem eine Stellungnahme des Generalstabs der polnischen Streitkräfte eingeholt, wonach die Größe der potenziellen Schadenszone im Falle der Explosion einer Rakete mit einem typischen Sprengkopfkaliber sehr begrenzt wäre (aus Sicherheitsgründen können die detaillierten Ergebnisse der diesbezüglichen Analysen in diesem Material nicht wiedergegeben werden).

Darüber hinaus ist zu beachten, dass das KKW in der AP1000-Technologie mit passiven Sicherheitssystemen ausgestattet sein wird, die einen sehr hohen Widerstand gegen äußere Bedrohungen bieten, einschließlich solcher, die mit feindlichen menschlichen Aktivitäten in Verbindung stehen. Bei einem Unfall (auch wenn dieser durch externe Ereignisse ausgelöst wurde) werden die passiven Sicherheitssysteme automatisch anlaufen und arbeiten, ohne dass eine externe Wechselstromversorgung, Kühlwasserzufuhr oder ein Eingreifen des Bedieners erforderlich ist, sodass ein sicherer Reaktorbetrieb bis zu 72 Stunden nach Auslösung des Unfalls gewährleistet ist. Nach 72 Stunden nach dem Unfall ist nur ein begrenzter Bedienereingriff erforderlich, um den Betrieb der passiven Sicherheitssysteme zu verlängern. Dies macht ein KKW, das mit Kernkraftwerksblöcken mit AP1000-Reaktoren ausgestattet ist, äußerst widerstandsfähig gegenüber den Auswirkungen externer Gefahren, die zu einem Ausfall der externen Wechselstromversorgung (englisch: *Loss of Offsite Power, LOOP*<sup>84</sup>) führen.

In einer Situation, in der das KKW von den externen Stromnetzen (sowohl Übertragungs- als auch Verteilungsnetze) getrennt wird, was zu einem Verlust der Leistungsabgabe an das nationale Stromnetz und dem Verlust der Reservestromversorgung für den eigenen Bedarf führt, wird der Reaktor automatisch abgeschaltet und die Reaktorkühlung eingeleitet. Wenn mindestens einer der beiden Mittelspannungs-Notstromdieselgeneratoren des Blocks oder mindestens ein solcher Stromgenerator aus den anderen Blöcken in Betrieb genommen wird und zur Verfügung steht, ist eine Reaktorkühlung wie bei der normalen Abschaltung des Kernkraftwerks vorgesehen möglich. Andernfalls wird die Kühlung durch ein passives Nachwärmeabfuhrsystem (englisch: *passive residual heat removal system, PRHR system*) und ein passives Kühlsystem für das Containment (englisch: *passive containment cooling system, PCS*) realisiert, die dafür sorgen, dass die Wärme aus dem Reaktor und seinem Containment direkt an die Atmosphäre abgeführt wird.

Wenn die Wechselstromversorgung nicht innerhalb von 72 Stunden wiederhergestellt ist, wird ein Niederspannungs-Notstromdieselgenerator aktiviert. Von diesem Generator angetrieben, fördert eine der beiden Pumpen des passiven Kühlsystems des Sicherheitsbehälters PCS das Wasser aus dem externen Lagertank des PCS-Systems (englisch: *passive containment cooling ancillary water storage tank, PCCAWST*) in den Wassertank des passiven Kühlsystems des Containments (englisch: *PCS water storage tank,*

---

<sup>84</sup> Elektrownia jądrowa AP1000® wobec utraty zasilania elektrycznego. Jerzy Chrzanowski. Westinghouse Electric Company LLC. 2012.

PCCWST) und in das Abklingbecken für abgebrannten Brennstoff. Die Kapazität der beiden genannten Wassertanks (PCCWST und PCCAWST) reicht aus, um die Kühlung für insgesamt 7 Tage zu gewährleisten.

Nach sieben Tagen kann das Wasser im Wassertank des passiven Kühlsystems des Containments (PCCWST) aus anderen Großraumtanks innerhalb des Kernkraftwerks oder an anderer Stelle im KKW oder aus externen Netzen, die ausreichend Wasser für die Langzeitkühlung liefern, nachgefüllt werden.

An dieser Stelle sei hinzugefügt, dass jeder der KKW-Blöcke in der AP1000-Technologie neben den stationären (Mittel- und Niederspannungs-) Notstromdieselgeneratoren und den Kühlwassertanks auch über vorbereitete Anschlüsse (englisch: *Hook-up-Points*) für den Anschluss mobiler oder tragbarer Generatoren und Motorpumpen oder Löschfahrzeuge der Feuerwehr verfügt.

Darüber hinaus ist zu beachten, dass die einzelnen Kernkraftwerksblöcke in der AP1000-Technologie funktional und physisch voneinander getrennt sein werden. Aufgrund der oben genannten Konstruktionsannahmen und der einzigartigen passiven Konstruktion sowie der Funktionsweise der Sicherheitssysteme ist das Auftreten eines Unfalls in mehr als einem Kernkraftwerksblock (einschließlich solcher, die durch potenzielle externe Bedrohungen im Zusammenhang mit militärischen Aktivitäten verursacht werden) höchst unwahrscheinlich.

Im Gegensatz zu anderen Ereignissen, die die Sicherheit des KKW bedrohen können und die zufällig auftreten (intern oder extern), erfolgt die Kriegsführung sequentiell in bestimmten Zeiteinheiten, sodass es bei einer potenziellen Bedrohung des KKW möglich ist, alle drei Kernreaktoren präventiv abzuschalten, sie abzukühlen und sogar Kernbrennstoff aus den Reaktorkernen in sehr kurzer Zeit zu entladen.

Darüber hinaus ist zu beachten, dass das KKW als kritische Infrastruktur einem besonderen Schutz unterliegt (Informationen über die geplanten Schutzmaßnahmen sind aus offensichtlichen Sicherheitsgründen geheim).

- 7.3. Aufgrund der potentiell grenzüberschreitenden, massiven und langfristigen Auswirkungen einer erheblichen Freisetzung ist eine frühzeitige, enge, vertrauensvolle und belastbare Zusammenarbeit mit den Nachbarstaaten auch im Bereich des Atomrechts aus unserer Sicht unverzichtbar. Das SMEKUL verfügt über sehr gute Erfahrungen bei der grenzüberschreitenden Zusammenarbeit mit der Tschechischen Republik im Rahmen der Deutsch-Tschechischen Kommission zu Fragen der Nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes. Die jährlich tagende Kommission wurde auf Basis eines Abkommens zwischen der Bundesrepublik Deutschland und der Tschechoslowakischen Republik im Jahr 1990 errichtet. Die damals gemeinsam formulierte Zielstellung, mit einem allgemeinen und frühzeitigem Erfahrungs- und Informationsaustausch über kerntechnische Sicherheit und Strahlenschutz zu einer Verbesserung des Schutzes der Bevölkerung beider Seiten beizutragen, würde aus unserer Sicht auch eine sehr gute Grundlage für die wünschenswerte Zusammenarbeit Deutschlands und Polens auf diesem Gebiet sein.**

Die Organisation von Sitzungen im vorgeschlagenen Format liegt in der Zuständigkeit der Regierung der Republik Polen. Es sei darauf hingewiesen, dass zwischen der Republik Polen und der Regierung der Bundesrepublik Deutschland ein Abkommen über die frühzeitige Benachrichtigung über nukleare Unfälle, über Informations- und Erfahrungsaustausch und über Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes geschlossen wurde, das am 30. Juli 2009 in Warschau (M.P. Nr. 72, Pos. 910) unterzeichnet wurde. Das Abkommen regelt die zwischenstaatliche Zusammenarbeit unter anderem beim Austausch von Informationen und Erfahrungen über die Entwicklung der friedlichen Nutzung der Kernenergie, bei der Regelung der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes oder bei Erfahrungen mit dem Betrieb kerntechnischer Anlagen, bei vorbeugenden Maßnahmen im Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes sowie bei der Einschließung radioaktiver Stoffe im Falle eines Unfalls (Artikel 4 des Abkommens). Diese Zusammenarbeit erfolgt über die im Abkommen genannten staatlichen Verwaltungsstellen in den einzelnen Ländern: in Polen ist dies die Atomaufsichtsbehörde, der Präsident der Staatlichen Atomenergiebehörde PAA, und in der Bundesrepublik Deutschland das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit. Geeignete Initiativen, die in den Geltungsbereich des Abkommens fallen, können an diese Behörden gerichtet werden.

Der Investor teilt Ihre Ansicht, dass es richtig ist, eine grenzüberschreitende Zusammenarbeit bei der Umsetzung des KKW-Projekts einzugehen, die gleichzeitig die Vertrauensbildung in diese Art von Investitionen unterstützen kann.

- 7.4. Als Nachbar Polens hat der Freistaat Sachsen ein großes Interesse daran, sich in gemeinsame Gesprächsformate einzubringen, zumal wir wahrnehmen, dass der Bau von Kraftwerken auf Basis von SMR (small modular reactors) diskutiert wird, darunter auch in der Woiwodschaft Niederschlesien. Wir sind angesichts unserer Erfahrungen sicher, dass die Etablierung eines regelmäßigen bilateralen Dialogs der Fachbehörden für beide Seiten sehr gewinnbringend wäre, Missverständnisse und Konflikte vermeiden hilft und auch für die konkrete Gestaltung der grenzüberschreitenden Beteiligung nützlich sein würde.**

Die Organisation von Sitzungen im vorgeschlagenen Format liegt in der Zuständigkeit der Regierung der Republik Polen. Die unter Punkt 7.3 gegebene Antwort bleibt gültig.

## **8. Weitere fachliche Anmerkungen**

- 8.1. Auf Basis verschiedener Szenarien, die zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe führen, werden die radiologischen Auswirkungen auf die Bevölkerung in den Nachbarstaaten durch Berechnungen abgeschätzt unter Annahme verschiedener Wetterlagen. Als eine grundlegende Schlussfolgerung aus den Ergebnissen wird festgehalten, dass keine Gefährdung der Gesundheit von Menschen zu erwarten ist, die in weit vom Standort entfernt gelegenen Gebieten leben, insbesondere in den Nachbarländern. Stattdessen wird sogar festgestellt: „Die grenzüberschreitende [radiologische] Auswirkung des polnischen Kernkraftwerkes wird also gänzlich unbedeutend sein.“** Sofern die für den Freisetzungsfall abgeschätzten Quellterme und Dosiswerte für die Bevölkerung korrekt sind, ist daraus in der Tat keine unmittelbare, radiologisch bedingte gesundheitliche Gefährdung für die Einwohnerinnen und Einwohner des Freistaats Sachsen ableitbar. Allerdings ist zu bedenken, dass auch eine geringfügige Deposition freigesetzter radioaktiver Stoffe gravierende psychische, wirtschaftliche und soziale Folgen für die Bevölkerung haben kann. Es ist zudem von existenzbedrohenden, langfristigen Folgen für landwirtschaftliche Betriebe sowie gegebenenfalls auch für das Gastgewerbe und andere vom Tourismus abhängige Branchen auszugehen. Das wirtschaftliche und soziale Schadenspotential in den Nachbarländern muss daher aus unserer Sicht unbedingt in die Betrachtungen einfließen.

Die radiologischen Auswirkungen auf die Bevölkerung in den Nachbarstaaten wurden durch Berechnungen unter Annahme verschiedener Wetterlagen abgeschätzt. Die für den UVP-Bericht durchgeführten Analysen und die daraus gewonnenen Ergebnisse wurden mit einer Aufschlüsselung der Emissionen in Betriebszuständen und im Falle eines Unfalls stellvertretend für die Notfallplanung in Teil 6 „Auszug aus Band IV des UVP-Berichts –

Abschätzung der Auswirkungen“ in Kapitel IV.14 „Wirkung der ionisierenden Strahlung“ und in Teil 1 „Einführung“ in der Kapitel 6 „Mögliche grenzüberschreitende Auswirkungen auf die Umwelt“ der eingereichten grenzüberschreitenden Dokumentation dargestellt.

Bei der Analyse der grenzüberschreitenden Auswirkungen wurden nur Notfallbedingungen berücksichtigt (genauer gesagt, Emissionen, die sich aus einem für die Notfallplanung repräsentativen Unfall ergeben). Der Grund dafür ist, dass die angegebenen Dosen für die lokalen Auswirkungen der Betriebszustände deutlich unter den Grenzwerten liegen, sodass grenzüberschreitende Auswirkungen praktisch ausgeschlossen werden können. Diese Analysen werden in Teil 1 „Einführung“ der grenzüberschreitenden Dokumentation in Kapitel 6 „Mögliche grenzüberschreitende Auswirkungen auf die Umwelt“ dargestellt, während die Begründung für die Auswahl und Beschreibung eines repräsentativen Unfalls für die Notfallplanung (Unfall mit Reaktorkernschmelze) in Kapitel II.11.4.2 „Risiko des Eintretens eines schweren Störfalls nuklearer Art“ in Teil 4 „Auszug aus Band II des UVP-Berichts – Charakteristik des Vorhabens und der Emissionen“ der grenzüberschreitenden Dokumentation dargestellt wird.

Zitiert aus Teil 1 „Einführung“, Kapitel 6.1 „Mögliche grenzüberschreitende Auswirkungen auf die Umwelt“ der grenzüberschreitenden Dokumentation: *„Es wurden Simulationsberechnungen für beide Standorte Lubiatowo - Kopalino und Żarnowiec für den Transfer und die Dispersion radioaktiver Substanzen in der Atmosphäre unter Einsatz des MATCH-Modells durchgeführt. Dabei wurden die Daten über notfallbedingte Freisetzungen zu Grunde gelegt, die für die Notfallplanung für die Technologie des Reaktors AP1000 maßgebend sind; Die Ergebnisse der Simulation mit dem MATCH-Modell wurden dann bei den Berechnungen der Dosen ausgenutzt, die mit der Nahrung aufgenommen werden. Diese Berechnungen wurden unter Einsatz des FDMT-Modells des RODOS-Systems durchgeführt, so dass bei der Einschätzung der Dosen alle Expositionswege (inkl. Nahrungsaufnahme) berücksichtigt werden konnten“.* Die Analysen werden von Abbildungen begleitet, die die voraussichtlichen Punkte des Auftretens der maximalen Dosis und Intensität der Dosis in jedem der analysierten Länder zeigen (Abbildung 4 und Abbildung 5).



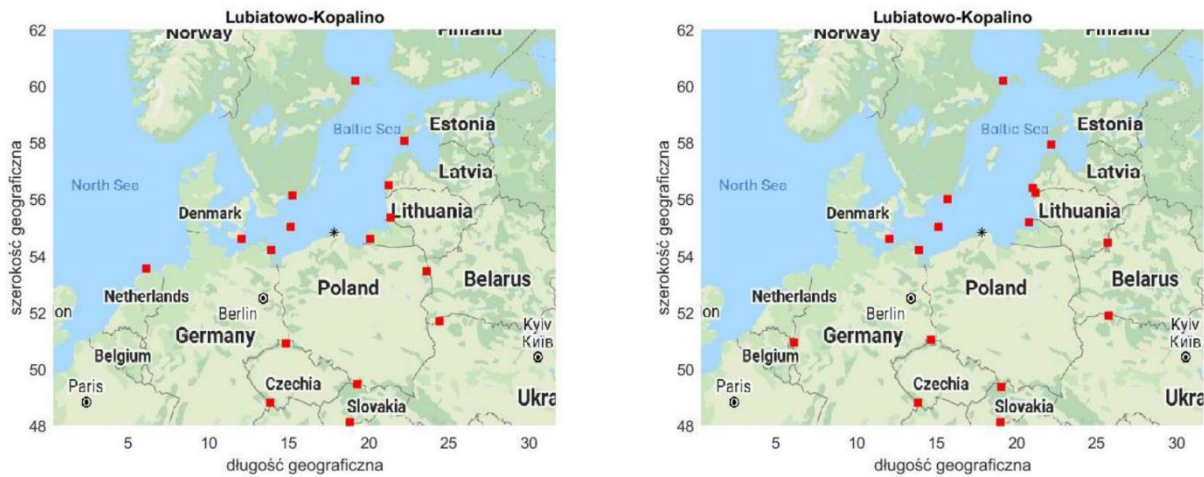


Abbildung 4. Punkte, an denen maximale Intensitäten der Dosen erreicht wurden (links), sowie für Dosen (rechts) für notfallbedingte radioaktive Freisetzungen aus dem Kernkraftwerk für den Standort Lubiatowo - Kopalino für die Staaten (Anmerkung: bei Finnland handelt es sich um die Alandinseln in der Ostsee)

Quelle: Abbildung V.4-1 „Punkte, an denen maximale Intensitäten der Dosen erreicht wurden (links), sowie für Dosen (rechts) für notfallbedingte radioaktive Freisetzungen aus dem Kernkraftwerk für den Standort Lubiatowo - Kopalino für die Staaten (Anmerkung: bei Finnland handelt es sich um die Alandinseln in der Ostsee) in Kapitel 6.1.1.1 „Ergebnisse des MATCH-Modells“ in Teil 1 „Einführung“ der grenzüberschreitenden Dokumentation

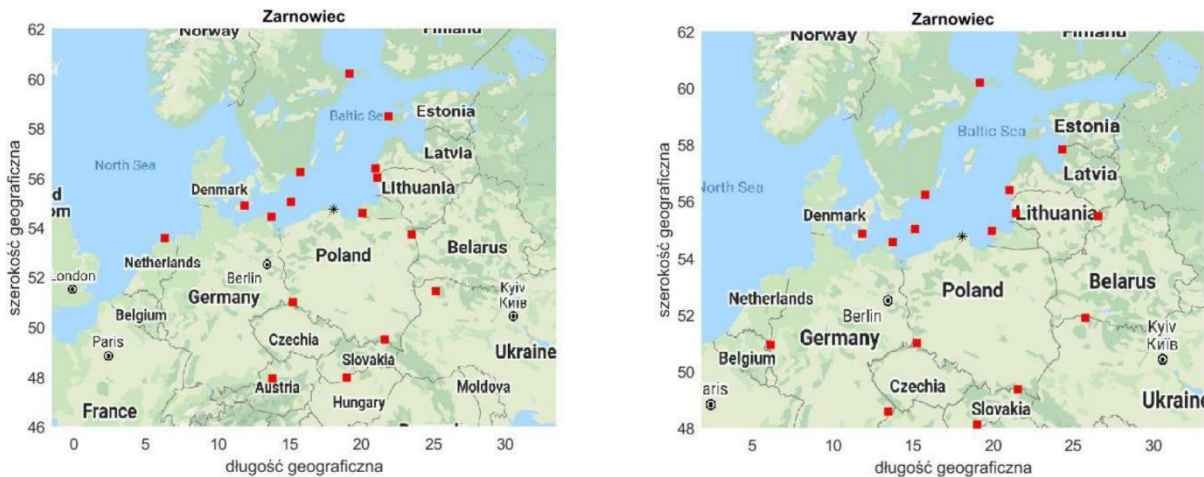


Abbildung 5. Punkte, an denen maximale Intensitäten der Dosen erreicht wurden (links), sowie für Dosen (rechts) für notfallbedingte radioaktive Freisetzungen aus dem Kernkraftwerk für den Standort Żarnowiec für die Staaten (Anmerkung: bei Finnland handelt es sich um die Alandinseln in der Ostsee)

Quelle: Abbildung V.4-2 „Punkte, an denen maximale Intensitäten der Dosen erreicht wurden (links), sowie für Dosen (rechts) für notfallbedingte radioaktive Freisetzungen aus dem Kernkraftwerk für den Standort Żarnowiec für die Staaten (Anmerkung: bei Finnland handelt es sich um die Alandinseln in der Ostsee) in Kapitel 6.1.1.1 „Ergebnisse des MATCH-Modells“ in Teil 1 „Einführung“ der grenzüberschreitenden Dokumentation

Jeder Punkt entspricht einer geografischen Koordinate und einem genauen Wert der Dosis und der Intensität der Dosis. Diese Daten sind in den nachstehenden Tabellen (Tabelle 1, Tabelle 2 und Tabelle 3) aufgeführt.

Tabelle 1. Ergebnisse des MATCH-Modells für Deutschland – maximale Intensität der Dosis bei externer Exposition

Zielort	Emissionsquelle	Beginn der Freisetzung	WM – Maximaler Wert der Dosisstärke [mSv/h]	Geografische Länge WM	Geographische Breite WM
Deutschland	Lubiatowo	9.01.2010 12:30:00	6,85938E-06	13,946	54,183
Deutschland	Żarnowiec	23.03.2007 12:30:00	2,43167E-05	13,757	54,439

Quelle: Auszug aus Tabelle V.4-1-1 „Maximale Werte der Intensität der Dosen unter Angabe des Anfangsdatums der Freisetzung und der geographischen Koordinaten der Mitte des Berechnungsrasters“ aus Anhang V.4-1 „Ergebnisse des MATCH-Modells“ zu Teil 1 „Einführung“ der grenzüberschreitenden Dokumentation

Tabelle 2. Ergebnisse des MATCH-Modells für Deutschland – maximale Dosis bei externer Exposition

Zielort	Emissionsquelle	Beginn der Freisetzung	WM – Maximaler Wert der Dosisstärke [mSv]	Geografische Länge WM	Geographische Breite WM
Deutschland	Lubiatowo	9.01.2010 12:30:00	5,5500 E-05	13,946	54,183
Deutschland	Żarnowiec	23.03.2007 12:30:00	2,8930 E-04	13,769	54,564

Quelle: Auszug aus Tabelle V.4-1-1 „Maximale Werte der Intensität der Dosen unter Angabe des Anfangsdatums der Freisetzung und der geographischen Koordinaten der Mitte des Berechnungsrasters“ aus Anhang V.4-1 „Ergebnisse des MATCH-Modells“ zu Teil 1 „Einführung“ der grenzüberschreitenden Dokumentation

Tabelle 3. Bereiche der maximalen wirksamen Dosen für Erwachsene und Kinder bei allen Expositionswegen für beide Standorte auf Grund der Ergebnisse des FDMT-Modells

	2-Tage-Dosis [mSv]	7-Tage-Dosis [mSv]	Jahresdosis [mSv]	Lebensdosis [mSv]
Erwachsene	1,49E-03 – 2,35E-03	2,59E-03 – 4,11E-03	2,23E-02 – 3,45E-02	9,85E-02 – 1,47E-01
Kinder	2,99E-03 – 4,99E-03	5,42E-03 – 8,99E-03	3,55E-02 – 5,60E-02	1,22E-01 – 1,84E-01

Quelle: Die Daten stammen aus den Tabellen V.4-2-1 „Bereiche der maximalen wirksamen Dosen für Erwachsene bei allen Expositionswegen für Nachbarländer in Anlehnung an die Ergebnisse für beide Standorte auf Grund der Ergebnisse des FDMT-Modells“ und V.4-2-2 „Bereiche der maximalen wirksamen Dosen für Kinder bei allen Expositionswegen für Nachbarländer in Anlehnung an die Ergebnisse für beide Standorte auf Grund der Ergebnisse des FDMT-Modells“ in Anhang V.4-2 „Ergebnisse des FDMT-Modells“ in Teil 1 „Einführung“ der grenzüberschreitenden Dokumentation

Die oben dargestellten Analyseergebnisse zeigen, dass selbst im Falle eines für die Notfallplanung repräsentativen Unfalls die daraus resultierenden radioaktiven Emissionen kein Risiko für die deutsche Bevölkerung darstellen werden.

Die Ergebnisse der durchgeführten Analysen zeigen, dass es keine direkten radiologischen Auswirkungen oder Risiken für die Einwohner Sachsens gibt, die in erheblicher Entfernung von den im UVP-Bericht analysierten potenziellen KKW-Standorten („Lubiatowo-Kopalino“ und „Żarnowiec“) leben.

Darüber hinaus wurden in Teil 6 der grenzüberschreitenden Dokumentation „Auszug aus Band IV des UVP-Berichts – Abschätzung der Auswirkungen“ in Kapitel IV.17 „Bestimmung der voraussichtlichen Umweltauswirkungen im Falle eines schweren Unfalls“ Zonen

für die langfristige Einschränkung des Verzehrs kontaminierter Lebensmittel (mehr als ein Jahr nach dem Reaktorkernschmelzunfall) entsprechend den höchstzulässigen Konzentrationen radioaktiver Isotope (Bq/kg) festgelegt, wie sie in der Verordnung des Ministerrats vom 27. April 2004 <sup>85</sup> und der Verordnung des Euratom-Rates Nr. 2016/52<sup>86</sup> definiert sind. Dies bedeutet, dass außerhalb dieser Zonen die Konzentrationen radioaktiver Isotope in menschlichen Lebensmitteln, Trinkwasser und Tierfutter unter den festgelegten Höchstwerten liegen werden. Für Kernreaktoren der Generation III+ in der AP1000-Technologie liegen diese Zonen nach den Berechnungsergebnissen nicht weiter als 30 km entfernt, was bedeutet, dass die Kontamination von Lebensmitteln und Trinkwasser in den Nachbarländern keine zulässigen Grenzen überschreitet.

Auf der Grundlage von Analysen der Ausbreitung der Kontamination im Falle eines schweren Unfalls, die für die Notfallplanung repräsentativ sind, wurden die oben genannten Intensität der Dosis und die Dosen ionisierender Strahlung für Angehörige der Bevölkerung (*englisch: general public*) über alle Expositionswege sowie die Höchstwerte der radioaktiven Konzentrationen in Lebens- und Futtermitteln ermittelt (Tabelle 4 und Tabelle 5 unten).

Tabelle 4 Maximale radioaktive Konzentrationen in Lebensmitteln ein Jahr nach dem Unfall

Produkt	Kriteriumswert [Bq/kg]				Standort	Höchstwert [Bq/kg]	Maximale Entfernung [m]	Größe der Fläche [km <sup>2</sup> ]
	Cs-134	Cs-137	I-131	Sr-90				
Rindfleisch	1250	1250	2000	750	Lubiatowo	35658,48	1503	18315
					Żarnowiec	60517,75	3247	7,134
Beeren	1250	1250	2000	750	Lubiatowo	23865,514	670	0,64691
					Żarnowiec	40905,875	1968	5,8548
Butter	1000	1000	500	125	Lubiatowo	2182,9426	230	0,034048
					Żarnowiec	3703,08	377	0,1673
Quark	1000	1000	500	125	Lubiatowo	6548,713	452	0,34048
					Żarnowiec	11109,05	1054	1,1979
Geflügelfleisch	1250	1250	2000	750	Lubiatowo	31999,1	1855	3,0516
					Żarnowiec	33476,65	1848	6,1383
Kuhmilch	1000	1000	500	125	Lubiatowo	10914,805	703	0,62705
					Żarnowiec	18515,55	1677	1,7479
Eier	1250	1250	2000	750	Lubiatowo	2591,3623	370	0,16457
					Żarnowiec	2711,02	3320	0,1616
Obst	1250	1250	2000	750	Lubiatowo	39021,402	866	1,1364
					Żarnowiec	68843,65	2818	11,2463
Blattgemüse	1250	1250	2000	750	Lubiatowo	412,6011	0	0
					Żarnowiec	188,1525	0	0
Schweinefleisch	1250	1250	2000	750	Lubiatowo	114402,914	2308	4,9101
					Żarnowiec	165072,81	4945	30,2756
Kartoffeln	1250	1250	2000	750	Lubiatowo	41988,812	1855	2,9864
					Żarnowiec	23163,795	2574	4,3395
Wurzelgemüse	1250	1250	2000	750	Lubiatowo	51384,8	1912	3,4007
					Żarnowiec	27664,41	2979	5,4084

<sup>85</sup> Verordnung des Ministerrats vom 27. April 2004 über Interventionsstufen

für die verschiedenen Arten von Interventionsmaßnahmen und die Kriterien für die Aufhebung dieser Maßnahmen (Gesetzblatt Nr. 98, Pos. 987) – <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/DocDetails.xsp?id=WDU20040980987>

<sup>86</sup> Verordnung (Euratom) 2016/52 des Rates vom 15. Januar 2016 zur Festlegung von Höchstwerten an Radioaktivität in Lebens- und Futtermitteln im Falle eines nuklearen Unfalls oder eines anderen radiologischen Notfalls und zur Aufhebung der Verordnung

Roggenmehl	1250	1250	2000	750	Lubiatowo	72194,91	2533	5,7216
					Żarnowiec	10650,55	4095	18,4778
Sommerweizenmehl	1250	1250	2000	750	Lubiatowo	73252,89	2709	6,5573
					Żarnowiec	60172,64	3441	11,737
Kalbfleisch	1250	1250	2000	750	Lubiatowo	91364,32	2951	9,4226
					Żarnowiec	155173,27	5384	27,6222
Winterweizenmehl	1250	1250	2000	750	Lubiatowo	47988,2	2381	5,1215
					Żarnowiec	50204,04	2574	10,7528

Quelle: Auszug aus einem internen Dokument des Unternehmens mit dem Titel „Analyse der Strahlenbelastung für das geplante Kernkraftwerk am Standort Lubiatowo-Kopalino (bis zu 30 km vom KKW entfernt)“, Dokumentcode: BLS\_ADR\_ADR01\_RY\_5005\_07\_EN, Auftragnehmer – Nationales Zentrum für Kernforschung, 22.09.2021.

Tabelle 5. Maximale radioaktive Konzentrationen in Futtermitteln ein Jahr nach dem Unfall [Bq/kg]

Produkt	Kriteriumswert [Bq/kg]		Standort	Höchstwert [Bq/kg]	Maximale Entfernung [m]	Größe der Fläche [km <sup>2</sup> ]
	Cs-134	Cs-137				
Rübenblätter	1250	1250	Lubiatowo	106912,75	4003	9,2556
			Żarnowiec	160057,64	9700	36,124
Rübe	1250	1250	Lubiatowo	33440,812	1352	1,7393
			Żarnowiec	26029,998	2691	4,7634
Rohe Kuhmilch	1250	1250	Lubiatowo	10914,853	535	0,44546
			Żarnowiec	18515,63	1411	1,2262
Gräser aus extensivem Anbau	1250	1250	Lubiatowo	18393,904	736	0,84269
			Żarnowiec	9498,914	722	0,801
Gräser aus intensivem Anbau	1250	1250	Lubiatowo	1401,8414	230	0,034048
			Żarnowiec	2998,77	173	0,0666
Heu aus extensivem Anbau	1250	1250	Lubiatowo	456167,94	8838	66,3512
			Żarnowiec	780630	16546	261,43
Heu aus intensivem Anbau	1250	1250	Lubiatowo	259888,94	6669	35,8555
			Żarnowiec	440866,8	13670	130,0543
Maiskolben	1250	1250	Lubiatowo	73330,62	2241	4,036
			Żarnowiec	55891,812	3817	12,4573
Maissilage	1250	1250	Lubiatowo	74738,625	3062	6,4998
			Żarnowiec	69141,1	4962	15,7806
Hafer	1250	1250	Lubiatowo	174879,08	5409	19,5688
			Żarnowiec	149527,3	5480	366266
Futterkartoffeln	1250	1250	Lubiatowo	52485,992	2108	3,9383
			Żarnowiec	28954,744	2979	5,8238
Roggen	1250	1250	Lubiatowo	120324,875	3618	10,3665
			Żarnowiec	182750,9	5218	35,5978
Sommergerste	1250	1250	Lubiatowo	142681,62	5056	17,4037
			Żarnowiec	137056,3	4752	33,2998
Sommerweizen	1250	1250	Lubiatowo	146505,78	4681	15,9423
			Żarnowiec	120345,27	5157	27,5617
Wintergerste	1250	1250	Lubiatowo	98112,7	2108	4,5171
			Żarnowiec	141567,58	4653	24,8075
Winterweizen	1250	1250	Lubiatowo	95976,39	3773	11,7313
			Żarnowiec	100408,1	3991	24,8075

Quelle: Auszug aus einem internen Dokument des Unternehmens mit dem Titel „Analyse der Strahlenbelastung für das geplante Kernkraftwerk am Standort Lubiatowo-Kopalino (bis zu 30 km vom KKW entfernt)“, Dokumentcode: BLS\_ADR\_ADR01\_RY\_5005\_07\_EN, Auftragnehmer – Nationales Zentrum für Kernforschung, 22.09.2021.

Daher wird der Betrieb eines KKW in Pommern keine Auswirkungen auf die Gesundheit der Einwohner des Freistaates Sachsen, ihre wirtschaftliche und soziale Lage haben und die Landwirte, das Hotelgewerbe und andere vom Tourismus abhängige Wirtschaftszweige langfristig nicht gefährden.

Da es keine signifikanten Auswirkungen gibt, wird die Möglichkeit eines wirtschaftlichen und sozialen Schadens im Freistaat Sachsen nicht prognostiziert.

**8.2. Wir gehen davon aus, dass die Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in einer am Standort des Kernkraftwerks zu errichtenden Einrichtung erfolgt. Ob und inwieweit diese bereits in der Analyse und Auswahl von Freisetzungsszenarien berücksichtigt wurden, geht aus den uns vorliegenden Unterlagen nicht hervor. Hier besteht aus unserer Sicht noch Ergänzungsbedarf.**

Die radioaktiven Emissionen aus dem Zwischentrockenlager sind sehr gering und tragen nur unwesentlich zu den Gesamtemissionen des KKW im Betriebszustand bei. Dies ist auf die verwendete Lagerung abgebrannter Kernbrennstoffe zurückzuführen, bei der abgebrannte Kernbrennstoffe in versiegelten, mit Inertgas gefüllten Kapseln versiegelt, dann in einen Korb gelegt, in einem Sicherheitsbehälter versiegelt und in einem Zwischenlager für abgebrannte Kernbrennstoffe am KKW-Standort untergebracht werden. Angesichts der mehrschichtigen Methoden zum Einschluss abgebrannter Kernbrennstoffe können Freisetzungen aus dem Lager für abgebrannte Kernbrennstoffe als vernachlässigbar angesehen werden.

**8.3. Angesichts der Erfahrungen verschiedener Staaten, wie komplex und zeitaufwändig die Bereitstellung eines Standorts für ein Endlager für hochradioaktive Abfallstoffe ist, ist es aus unserer Sicht geboten, bereits jetzt, in jedem Falle so früh wie möglich mit einem Standortauswahlverfahren in Polen zu beginnen, um die rechtzeitige Verfügbarkeit eines annahmehereiten Endlagers sicherzustellen. Gelingt dies nicht, müssten die Standortzwischenlager entsprechend länger, möglicherweise auch noch lange nach dem Abschluss der Rückbauphase betrieben und gegebenenfalls erweitert werden. Ein solches Szenario sollte im Rahmen der Umweltverträglichkeitsprüfung mitbedacht werden.**

Im Hinblick auf die Handhabung radioaktiven Abfälle und abgebrannten Kernbrennstoffe stellen wir klar, dass in Polen die folgenden Vorschriften/Dokumente in Kraft sind, mit denen u. a. die Anforderungen der Richtlinie 2011/70/EURATOM<sup>87</sup> umgesetzt werden:

- 1) Atomgesetz;
- 2) Verordnung des Ministerrats über radioaktive Abfälle und abgebrannte Kernbrennstoffe;
- 3) Projektverordnung;
- 4) KPPzOPiWPJ.

KPPzOPiWPJ sieht den Bau eines SGOP vor, in dem abgebrannte Kernbrennstoffe gelagert werden können. Es ist erwähnenswert, dass der Bau eines Zwischentrockenlagers (englisch: *interim dry spent fuel storage*), am Standort des KKW geplant ist, in dem die abgebrannten

---

<sup>87</sup> 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.

Kernbrennstoffe während der gesamten Lebensdauer des KKW gelagert werden können. Das Auswahl- und Bewertungsverfahren des Endlagerstandorts wird weitgehend davon abhängen, ob ein geplantes unterirdisches Prüflabor PURL mit dem künftigen Endlager verbunden werden soll oder ob unabhängig von den Arbeiten am PURL Prüfungen geplant werden, die sich direkt auf den Endlagerstandort beziehen. Die Entscheidung, ob ein Endlager SGOP am gleichen Ort wie ein Prüflabor PURL lokalisiert werden kann, kann nach Prüfungen im PURL getroffen werden. Darüber hinaus ist die Anpassung bestehender unterirdischer Anlagen oder von Teilen davon an PURL unter polnischen Bedingungen möglich. Demzufolge werden in dem Dokument zwei Modelloptionen für die Umsetzung des Programms für SGOP vorgestellt unter Berücksichtigung der bisherigen Überlegungen unter polnischen Bedingungen, d. h. Zeitrahmen und Optionen für das Standortauswahlverfahren:

- für das Standortauswahlverfahren für ein Endlager SGOP mit einem Prüflabor PURL, das möglicherweise mit einem zukünftigen Endlagerstandort verbunden ist;
- für das Standortauswahlverfahren für ein Endlager SGOP mit einem Prüflabor PURL, das nichts mit dem Endlagerstandort verbunden ist, oder mit einer möglichen Anpassung bestehender Einrichtungen zur Unterbringung eines Prüflabors PURL.

Ein Termin für den Baubeginn des SGOP steht heute noch nicht fest, aber es wurden vorläufige Annahmen für den Zeitplan getroffen, die folgende Arbeiten vorsehen:

- Analyse der Bedingungen und Entwicklung des Vorhabensplans – 2025;
- Überprüfung der Standorte anhand von rechtlichen Kriterien – 2026;
- Identifizierung möglicher Gebiete für Prüfungen – 2027;

Die Errichtung des Endlagers SGOP ist ein separates Projekt, für dessen Bau eine eigene Umweltverträglichkeitsprüfung durchgeführt wird. Das Endlagerprojekt wird von dem für Umweltfragen zuständigen Ministerium beaufsichtigt.

## **Anmerkungen des Landkreises Uckermark:**

### **9. Untere Naturschutzbehörde – UNB**

**Seitens der unteren Naturschutzbehörde wird auf eine Stellungnahme des Ministeriums für Landwirtschaft, Umwelt und Klimaschutz (MLUK) des Landes Brandenburg zu den Auswirkungen des geplanten Kernkraftwerkes in der Woiwodschaft Pommern (Polen) verwiesen.**

**Die untere Naturschutzbehörde gibt folgende Hinweise:**

**Aufgrund der Entfernung der geplanten Standorte eines Kernkraftwerkes in der Woiwodschaft Pommern (Polen) wird seitens der unteren Naturschutzbehörde davon ausgegangen, dass die Errichtung und der Normalbetrieb keine Beeinträchtigungen der natürlichen Entwicklungen in der Uckermark hervorrufen werden. Es ist davon auszugehen, dass im Falle einer Havarie entsprechend starke Auswirkungen der atomaren Strahlungsenergie auf sämtliche Schutzgüter (u. a. Mensch, Umwelt, Natur, Boden, Wasser, Luft usw.) bis in den Landkreis Uckermark hinein zu verzeichnen sein werden.**

Nach vorläufigen Konformitätsanalysen (eng. *compliance analysis*) des Technologie-Lieferanten wurde nachgewiesen, dass der AP1000, ein Reaktor der Generation III+, die heutigen strengen Anforderungender nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes erfüllt, die insbesondere in den folgenden Dokumenten festgelegt sind:

- 1) WENRA-Empfehlungen<sup>88</sup>,
- 2) IAEA-Sicherheitsstandards – einschließlich der nach Fukushima aktualisierten Standards, insbesondere die Veröffentlichung Nr. SSR-2/1 (Rev.1)<sup>89</sup>,
- 3) EU-Richtlinie über nukleare Sicherheit (2014/87/EURATOM<sup>90</sup>),
- 4) EUR-Anforderungen<sup>91</sup>,
- 5) sowie in den Bestimmungen des polnischen Atomgesetzes (Atomgesetz und die entsprechenden Durchführungsverordnungen: Standortverordnung, Projektverordnung und Verordnung über die Sicherheitsanalyse).

Es sei darauf hingewiesen, dass die polnischen Vorschriften über die Sicherheit kerntechnischer Anlagen mit den oben genannten EU-Rechtsvorschriften und internationalen Sicherheitsstandards sowie in den wichtigsten Punkten mit den EUR-Anforderungen übereinstimmen. Darüber hinaus berücksichtigen sie die wichtigsten Schlussfolgerungen aus dem Fukushima-Unfall, die sich aus den 2011-2012 durchgeführten sogenannten „Stresstests“ der europäischen Kernkraftwerke ergeben haben. Sie beziehen sich insbesondere auf die Stromversorgung (Erhöhung der Autonomie der KKW in Bezug auf die Stromversorgung), Quellen für alternative Kühlung, ausreichend große Sicherheitsvorräte,

---

<sup>88</sup> WENRA Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants. November 2010; Safety of New NPP Designs. Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG. WENRA RHWG. March 2013.

<sup>89</sup> Safety of Nuclear Power Plants: Design. Specific Safety Requirements. IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1). International Atomic Energy Agency. Vienna, 2016.

<sup>90</sup> Council Directive 2014/87/EURATOM of 8 July 2014 amending Directive 2009/71/Euratom establishing a Community framework for the nuclear safety of nuclear installations.

<sup>91</sup> European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants. Revisions: from D (2012) to E2 (2021).

die Vermeidung der sogenannten Cliff-Edge-Effekte und die Streichung von Wasserstoff aus dem Containment, die anschließend in die 2016 überarbeitete Fassung der IAEO-Leitlinien (Dokument SSR-2/1 (Rev. 1)) sowie in EUR Rev. E (Ausgabe 2016) berücksichtigt wurden.

Insbesondere die oben genannten internationalen Sicherheitsstandards (WENRA, IAEO, EURATOM, EUR) für die neue Generation von KKW und die polnischen KKW-Sicherheitsvorschriften enthalten sehr strenge Anforderungen zur Begrenzung der Strahlenauswirkungen von KKW auf die Umwelt unter Notfallbedingungen, insbesondere:

- 1) Bei einem Unfall ohne Kernschmelze: keine oder nur geringe externe Strahlungseinwirkung, insbesondere: keine Notwendigkeit für Jodprophylaxe, keine Notwendigkeit, sich in einem geschlossenen Raum zu verstecken (eng. *sheltering*) oder zu evakuieren;
- 2) Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze:
  - die Notwendigkeit, Notfallabläufe, die zu einer frühzeitigen oder großen Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt führen könnten, „praktisch auszuschließen“;
  - für die nicht „praktisch ausgeschlossen“ Notfallabläufe müssen Auslegungslösungen angewandt werden, sodass nur räumlich und zeitlich begrenzte Schutzmaßnahmen (englisch: *protective measures*) zum Schutz der Bevölkerung erforderlich sind (was in der Praxis bedeutet, dass keine dauerhafte Umsiedlung und Evakuierung außerhalb der unmittelbaren Umgebung des KKW erforderlich ist, dass man sich nur in begrenztem Umfang in geschlossenen Räumen verstecken muss und dass keine langfristige Einschränkung des Verzehrs von lokal erzeugten Nahrungsmitteln erforderlich ist), wobei ein angemessener Zeitrahmen für die Durchführung dieser Schutzmaßnahmen vorgesehen werden muss.

Darüber hinaus ist zu betonen, dass die Häufigkeit eines schweren Unfalls, der zu einer erheblichen Beschädigung des Reaktorkerns, einschließlich einer Kernschmelze, führt, bei Reaktoren der Generation III+ um das 100-fache oder mehr unter den typischen Werten für Reaktoren der Generation II liegt.

Ein großer Vorteil des AP1000-Konzepts ist die Verwendung passiver Sicherheitssysteme, sodass (im Vergleich zu Kernkraftwerksblöcken, die hauptsächlich mit aktiven Sicherheitssystemen ausgestattet sind, die elektrische Energie und das Eingreifen des Betreibers erfordern) das Projekt erheblich vereinfacht wurde und gleichzeitig die Risiken des menschlichen Faktors, die zu einem Versagen oder einer Verschlechterung der Anlage in Notfallsituationen führen können, eliminiert wurden.

Der allgemeine Ansatz zur Gewährleistung der Sicherheit des KKW mit AP1000-Reaktoren besteht gerade darin, passive Sicherheitssysteme zu verwenden, die unter Notfallbedingungen viel zuverlässiger sind als aktive Systeme. Dadurch entfällt die Notwendigkeit, dass der Bediener bis zu 72 Stunden nach dem Auslösen eines Fehlers tätig werden muss, und die Anzahl und Komplexität der Betreiberaktivitäten, die zur Steuerung



und Überwachung der Sicherheitssysteme erforderlich sind, kann so weit wie möglich reduziert werden.

Passive Sicherheitssysteme des Reaktors AP1000:

- verwenden nur passive technologische Lösungen, d. h. ohne Pumpen, Notstromdieselgeneratoren und anderen Geräten dieser Art;
- dienen nur der Gewährleistung der Sicherheit und werden nicht für den normalen Betrieb des Kernkraftwerksblocks verwendet;
- dank selbstablaufender Prozesse ist die Abhängigkeit ihrer Funktion von den Aktivitäten der Betreiber erheblich reduziert;
- verringern die Auswirkungen von Auslegungsstörungen;
- erfüllen die in den Vorschriften festgelegten nuklearen Sicherheitsziele.

Zu den wichtigsten Vorteilen passiver Systeme unter dem Gesichtspunkt der Sicherheit gehören:

- keine Abhängigkeit von der AC-Stromversorgung;
- automatische Reaktion auf Notfallbedingungen, was ein höheres Maß an Sicherheit bietet;
- langfristige Sicherheit des KKW unter Notfallbedingungen, die ohne aktive Einrichtungen gewährleistet wird (nur durch die Gesetze der Physik – Naturkräfte);
- erhebliche Steigerung der Zuverlässigkeit des Containments – dank seiner passiven Kühlung;
- im Falle eines schweren Unfalls (englisch: „*severe accident*“) – Halten des geschmolzenen Kerns innerhalb des Reaktorbehälters.

Im Falle des KKW mit Reaktoren AP1000, das für das polnische Pommern geplant ist:

- Die Strukturen des Kernkraftwerksblocks und insbesondere die Anlagen, Systeme und Einrichtungen der „nuklearen Insel“ sind sehr robust und darauf ausgelegt, extremen äußeren Gefahren zu widerstehen, sowohl natürlichen (seismischen und tektonischen, geologischen und geotechnischen, meteorologischen, Überschwemmungen usw.) als auch von Menschen verursachten (wie dem Aufprall eines großen Zivilflugzeugs, Explosionen und Bränden, Terror- und Sabotagebedrohungen usw.);
- Die potenziellen Standorte (Lubiatowo-Kopalino, Żarnowiec) wurden sehr sorgfältig ausgewählt, und es wurden sehr umfangreiche und detaillierte Standortanalysen in und um die Standorte durchgeführt, bei denen festgestellt wurde, dass keine Gefahren bestehen, die die Eignung der Standorte für KKW ausschließen, und es wurden detaillierte Merkmale der Standorte ermittelt.

Es ist erwähnenswert, dass nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi detaillierte Analysen über die Widerstandsfähigkeit des Reaktorblocks AP1000 gegenüber extremen äußeren Gefahren durchgeführt wurden, deren Ergebnisse in vier Berichten über die Reaktion

des Blocks auf äußere Gefahren<sup>92</sup> und den Ausfall der Stromversorgung<sup>93</sup> <sup>94</sup>sowie über die Frage der Gewährleistung der Kühlung des Abklingbeckens für abgebrannten Brennstoff<sup>95</sup> zusammengefasst sind. Diese Analysen haben gezeigt, dass der Block AP1000 sehr widerstandsfähig gegen extreme äußere Gefährdungen ist.

Es ist zu betonen, dass es im Gebiet der potenziellen Standorte für das erste polnische KKW in Pommern keine so extremen Gefahren wie starke seismische Erschütterungen und Tsunamis auftreten und dass andere Gefahren (einschließlich extremer meteorologischer Bedingungen) viel geringer sind als in den USA und bei der Auslegung des Blocks AP1000 berücksichtigt wurden.

Die potenziellen Standorte für das erste polnische KKW in Pommern in Polen sind etwa 280 km von den Grenzen des Landkreises Uckermark entfernt. Dies ist eine sehr große Entfernung, die den Strahlenschutz der Bevölkerung selbst im extrem unwahrscheinlichen Fall eines schweren Störfalls mit Kernschmelze gewährleistet, da die Konstruktionslösungen der Blöcke AP1000 ein sehr hohes Sicherheitsniveau gewährleisten, d. h. ein sehr seltenes Auftreten eines solchen Unfalls (englisch: *occurrence frequency*) und dessen begrenzte Strahlenauswirkungen. Es ist auch erwähnenswert, dass der Landkreis Uckermark nicht in der Richtung der vorherrschenden Winde liegt, die im Gebiet der potenziellen Standorte für das erste polnische KKW wehen, da die vorherrschenden Winde aus dem Nordwesten und nicht aus dem Nordosten kommen.

Der UVP-Bericht enthält die Ergebnisse von Berechnungen und Analysen der Strahlenauswirkungen im Falle eines schweren Unfalls im Reaktor AP1000, der mit einer Kernschmelze verbunden ist und unter den sogenannten auslegungsüberschreitenden Bedingungen (englisch: *design extension conditions, DEC*) – „*severe accident in DEC*“ betrachtet wird. Die Häufigkeit des Auftretens eines solchen potenziellen Unfalls wurde auf  $1,7 \times 10^{-7}$  pro Jahr geschätzt. Die Berechnungen wurden unter konservativen Annahmen sowohl hinsichtlich der Freisetzungsmerkmale (englisch: „*source term*“), als auch der meteorologischen Bedingungen durchgeführt. Außerdem, und das ist äußerst wichtig, würden die verwendeten technischen Lösungen den Verlauf abmildern und die schwerwiegenden Strahlungsauswirkungen eines solchen Unfalls auf die nähere Umgebung des KKW beschränken.

Im Rahmen der Berechnungen wurden die maximalen Dosen ionisierender Strahlung an dem Punkt in Deutschland ermittelt, den die radioaktive Wolke am schnellsten erreichen könnte

---

<sup>92</sup> AP1000. Westinghouse AP1000® Nuclear Power Plant. Response to External Hazards. Westinghouse Electric Company LLC. August 2011.

<sup>93</sup> AP1000. Westinghouse AP1000® Nuclear Power Plant. Coping with Station Blackout. Westinghouse Electric Company LLC. April 2011.

<sup>94</sup> Elektrownia jądrowa AP1000® wobec utraty zasilania elektrycznego. Jerzy Chrzanowski. Westinghouse Electric Company LLC, 2012.

<sup>95</sup> AP1000. Westinghouse AP1000® Nuclear Power Plant. Spent Fuel Pool Cooling. Westinghouse Electric Company LLC. May 2011.

(das Gebiet um Mellenthin auf der Insel Usedom, etwa 270 km von potenziellen Standorten des ersten polnischen KKW entfernt).

In der Antwort zu Punkt 8.1 sind Auszüge aus den Berechnungsergebnissen zusammengefasst, die die maximalen Dosen ionisierender Strahlung auf deutschem Staatsgebiet im Falle eines Unfalls des Reaktors AP1000 in Lubiatowo-Kopalino oder Żarnowiec zeigen.

Diese Dosen sind sehr gering – was nicht überrascht, da die Konstruktion des Reaktors AP1000 modernen nuklearen Sicherheitsstandards entspricht, die erfordern, dass die schwerwiegenden Strahlungseffekte eines solchen Unfalls auf die unmittelbare Umgebung des KKW beschränkt bleiben. Im Landkreis Uckermark wären die Dosen natürlich noch niedriger.

Insbesondere liegen die effektiven Lebensdosen für Erwachsene und Kinder deutlich (um ein Vielfaches) unter 1 mSv, und die maximale absorbierte Dosis in der Schilddrüse liegt deutlich unter 1 mGy. Damit liegen diese Dosen weit unter den jährlichen Grenzwerten für „geplante Expositionssituationen“, die für Personen der Allgemeinbevölkerung im Dokument IAEA GSR Teil 3<sup>96</sup>, in der Richtlinie 2013/59/EURATOM<sup>97</sup> und im polnischen Atomgesetz festgelegt sind. Diese Dosen sind außerdem um ein Vielfaches niedriger als die Dosen ionisierender Hintergrundstrahlung (in Polen liegt die durchschnittliche Dosis bei 2,4 mSv/Jahr).

Somit wären die Auswirkungen der Strahlung selbst im Falle eines schweren Unfalls im KKW (mit Kernschmelze) unbedeutend, hätten keine negativen Auswirkungen auf die menschliche Gesundheit und würden keine Interventionsmaßnahmen erforderlich machen.

#### **10. Untere Wasserbehörde - UWB:**

**Wegen der Entfernung zu den geplanten Standorten eines Kernkraftwerkes in der Woiwodschaft Pommern (Polen) ist bei der Errichtung und dem Normalbetrieb aus wasserrechtlicher Sicht keine Beeinträchtigung für den Landkreis Uckermark zu erwarten. Im Falle einer Havarie ist jedoch davon auszugehen, dass es zu starken Auswirkungen der atomaren Strahlung auf die Schutzgüter (u. a. Mensch, Natur, Boden, Wasser, Luft usw.) kommt.**

**Zu betrachten wäre insbesondere die Fließrichtung von möglicherweise austretendem kontaminiertem Kühlwasser, welches durch Küstenströmung und Einstau ins Stettiner Haff und von dort aus bei ungünstigen Windverhältnissen (Nordwind) über die Oder bis in den Landkreis Uckermark (Stadt Gartz sowie bis in den Ortsteil Friedrichsthal) gelangen würde.**

---

<sup>96</sup> Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. General Safety Requirements Part 3. IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3. International Atomic Energy Agency. Vienna, 2014.

<sup>97</sup> Richtlinie 2013/59/EURATOM des Rates vom 5. Dezember 2013 zur Festlegung grundlegender Sicherheitsnormen für den Schutz vor den Gefahren einer Exposition gegenüber ionisierender Strahlung und zur Aufhebung der Richtlinien 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom und 2003/122/Euratom.

Als Antwort auf die in der Frage geäußerten Bedenken hinsichtlich der Möglichkeit einer Kontamination der Odergewässer in der Nähe des Landkreises Uckermark im Falle eines schweren Unfalls mit Kernschmelze des Reaktors des KKW in der Woiwodschaft Pommern möchte der Investor klarstellen, dass eine direkte Kontamination des Kühlwassers (auch bei offenem Kühlkreislauf) physikalisch ausgeschlossen ist und somit auch eine direkte Kontamination des Meerwassers infolge der Einleitung von kontaminiertem Kühlwasser ausgeschlossen ist. Dies ist auf die verwendeten technischen Lösungen zurückzuführen. Das Kühlwassersystem des Reaktorblocks AP1000 (eng. *circulating water system*, CWS) kühlt den Kondensator und andere Turbinenausrüstungen, die keine radioaktiven Stoffe enthalten und selbst im Falle eines Unfalls nicht radioaktiv kontaminiert werden könnten. Im Gegensatz dazu werden Systeme und Einrichtungen, die radioaktive Stoffe enthalten oder bei einem Unfall radioaktiv kontaminiert werden könnten, im Normalbetrieb durch separate geschlossene Systeme gekühlt: das Zwischenkühlsystem (eng. *component cooling water system*, CCS) und *Brauchwassersystem* (eng. *service water system*, SWS). Selbst im Falle eines Lecks können dank des aufrechterhaltenen Druckunterschieds (der Druck im SWS-System ist höher als im CCS-System) keine radioaktiven Stoffe aus den geschlossenen Kühlkreisläufen in die Umwelt gelangen.

Im Falle eines Unfalls würden nicht nur der Reaktor, sondern auch die aktiven (d. h. mit Wechselstrom betriebenen) Kühlsysteme automatisch abgeschaltet werden: CWS, CCS und SWS. Der Reaktor wäre dann ausschließlich durch passive Sicherheitssysteme gekühlt: das passive Notkühlsystem für den Reaktorkern (PXS), das passive Nachkühlsystem (PRHR) und das passive Kühlsystem für den Reaktorsicherheitsbehälter (PCS). Der Betrieb der passiven Systeme sorgt dann für eine ununterbrochene Notkühlung des Reaktors, wobei die Wärme direkt an die Umgebungsluft abgegeben wird. Eine Kontamination des Kühlwassers ist daher nicht möglich.

Deshalb ist nur eine indirekte Kontamination des Meerwassers durch die Ablagerung von Radionukliden auf der Meeresoberfläche möglich, die aus dem KKW in die Luft und aus Abwässern ins Meer freigesetzt werden, die kontaminiertes Wasser aus kontaminierten Gebieten ihres Einzugsgebiets mit sich führen.

Für die Zwecke des UVP-Berichts wurden Modellierungen und Analysen durchgeführt, um die radiologischen Auswirkungen im Falle eines schweren Unfalls in Verbindung mit einer (indirekten) radioaktiven Kontamination des Oberflächenwassers, einschließlich des Meerwassers, zu bestimmen, die in Teil 7 „Auszug aus Band V des UVP-Berichts – Zusammenfassung – Ergebnisse und Schlussfolgerungen“ der grenzüberschreitenden Dokumentation beschrieben sind.

Für die Modellierung der Radionuklid Ausbreitung im Wasser wurde eine umfangreiche Reihe von „aquatischen“ Modellen verwendet, einschließlich der Modellierung von Flusseinzugsgebieten, die ins Meer münden (Modellierung der Kontaminationspfade

für Oberflächen- und Grundwasser)<sup>98</sup> und Meeresgewässer<sup>99</sup>. Die durchgeführten Berechnungen und Analysen haben gezeigt, dass die Kontamination der Meeresgewässer im Falle eines Unfalls lokal begrenzt wäre und dass der Beitrag der ionisierenden Strahlung aus den kontaminierten Meeresgewässern nur einen kleinen Teil (etwa 1 %) der gesamten Strahlendosis ausmachen würde. Daher sind die Auswirkungen im Zusammenhang mit der Luft- und Bodenkontamination vorherrschend.

Es ist darauf hinzuweisen, dass eine großflächige radioaktive Kontamination der Odergewässer im Landkreis Uckermark, die, wie in Ihrem Kommentar zu lesen ist, vom kontaminierten Stettiner Haff bis in die Nähe der Stadt Gartz (d. h. mehr als 40 km flussaufwärts) fließen könnte, nicht möglich ist.

Nach den durchgeführten Modellierungen und Analysen würde die Kontamination der Meeresgewässer in erster Linie lokal begrenzt sein, mit relativ geringen Auswirkungen auf die Strahlung, selbst in unmittelbarer Nähe des ersten polnischen KKW in der Woiwodschaft Pommern.

Außerdem ist zu beachten, dass im Gebiet der untersuchten Standorte die Meeresströmungen aus westlicher Richtung vorherrschen und die Entfernung zur Mündung des Flusses Dziwna bei Dziwnów (gemessen als Entfernung entlang der Küste von der dem Standort Lubiatowo-Kopalino gegenüberliegenden Landspitze) etwa 230 km beträgt.

Daher ist eine signifikante Kontamination des Meerwassers im Bereich der Mündung des Flusses Dziwna sehr unwahrscheinlich, und selbst bei starkem Rückstau, der durch starke Winde aus dem Norden verursacht wird, ist eine Kontamination des Wassers des Stettiner Haffs ebenfalls sehr unwahrscheinlich. Die Wahrscheinlichkeit einer Kontamination der Odergewässer im Gebiet des Landkreises Uckermark ist daher als äußerst gering einzuschätzen.

Ergänzend zu dem hier erörterten Thema verweisen wir auf die Antwort auf den Kommentar in Punkt 9 dieses Schreibens, in dem die Sicherheitseigenschaften des Reaktorblocks AP1000 und die Ergebnisse der Analysen seiner Strahlenauswirkungen im Falle eines schweren Unfalls dargestellt werden.

#### **11. Untere Bodenschutzbehörde - UBB-Boden:**

**Bei grenzüberschreitenden Auswirkungen handelt es sich um solche Auswirkungen des Kernkraftwerkes auf die Umwelt, die einen direkten Einfluss auf Gebiete haben, die außerhalb der Grenzen von Polen liegen. Im Normalbetrieb sind laut Umweltbericht keine Umwelteinwirkungen für uckermärkische Böden zu erwarten. Es werden keine ergänzenden bodenschutzfachlichen Hinweise zum UVP-Bericht gegeben.**

---

<sup>98</sup> Hydrologische Modellkette HDM (Hydrological Dispersion Module), Wassereinzugsgebietsmodelle RETRACE, Trogmodell RIVTOX, Modell COASTOX\_UN, dreidimensionales Modell THREETOX, dynamisches Absorptionsmodell BURN, Grundwasserdynamikmodell MODFLOW, Modell FDMA (Food and Dose Modules Aquatic) zur Simulation des Transfers radioaktiver Stoffe in der aquatischen Nahrungskette.

<sup>99</sup> Modell POSEIDON-R.

Die Ihnen zur Verfügung gestellte Grenzüberschreitende Dokumentation ist eine Sammlung detaillierter Informationen, die aus den einzelnen Bänden des UVP-Berichts ausgewählt wurden. Wurde ein Kapitel/Unterkapitel des UVP-Berichts in den vorgelegten Unterlagen nicht zitiert, so lag dies daran, dass die in diesem Kapitel/Unterkapitel des UVP-Berichts enthaltenen Informationen keinen Einfluss auf die Bewertung möglicher negativer grenzüberschreitender Umweltauswirkungen haben. Obwohl in einigen Fällen der Inhalt von Kapiteln aus dem UVP-Bericht nicht zitiert wurde, wurde die Beschreibung des betreffenden Aspekts in Teil 2 „Band VI des UVP-Berichts – In nicht-fachlicher Sprache abgefasste Zusammenfassung“ der eingereichten Grenzüberschreitenden Dokumentation zusammengefasst.

Als Antwort auf Ihre Bemerkungen werden im Folgenden die Aspekte der grenzüberschreitenden Auswirkungen des geplanten Vorhabens auf die Böden sowohl bezüglich der Strahlung als auch der anderen (konventionellen) Auswirkungen dargelegt.

Im Zusammenhang mit der Strahlung hat der normale Betrieb des KKW keine grenzüberschreitenden Auswirkungen auf die Böden. Im Rahmen der Analysen wurde eine Bewertung der lokalen Auswirkungen des KKW auf Böden und landwirtschaftliche Kulturen durchgeführt. Die Ergebnisse sind in Teil 6 „Auszug aus Band IV des UVP-Berichts – Verträglichkeitsprüfung“ der Grenzüberschreitenden Dokumentation in Kapitel IV.14.2.4 „Prüfung der möglichen Akkumulation der radioaktiven Stoffe in den Umweltbestandteilen, darunter in der Flora und der Fauna“ enthalten. Die Ergebnisse und Schlussfolgerungen der Analyse sind nachstehend aufgeführt.

„Es wurden Konzentrationsberechnungen für radioaktive Stoffe in verschiedenen Bodenschichten durchgeführt, sowie auch für eine ganze Reihe von landwirtschaftlichen Produkten wie Fisch, Milch und Rindfleisch, grünes Gemüse, Obst, Wurzelgemüse, Gras und andere“. (Kapitel IV.14.2.4 „Prüfung der möglichen Akkumulation der radioaktiven Stoffe in den Umweltbestandteilen, darunter in der Flora und der Fauna“ in Teil 6 „Auszug aus Band IV des UVP-Berichts – Abschätzung der Auswirkungen“ der grenzüberschreitenden Dokumentation).

Die nachstehenden Tabellen (Tabelle 6 und Tabelle 7) enthalten die Ergebnisse der Bewertung der maximalen Jahresdosen der wichtigsten Produktgruppen an den beiden betrachteten Standorten.

Tabelle 6. Höchste Jahresdosen für Hauptproduktgruppen für die Variante 1: Standort Lubiatowo-Kopalino

Produkttyp	Dosis [mSv]
Von Kühen stammende Produkte	3,62E-03
Obst	4,61E-04
Getreide	2,14E-03
Blattgemüse	3,78E-04
Wurzelgemüse	6,13E-04

Quelle: Tabelle IV.14-19 „Höchste Jahresdosen für Hauptproduktgruppen für die Variante 1: Standort Lubiatowo-Kopalino“ in Kapitel IV.14.2.4 „Prüfung der möglichen Akkumulation der radioaktiven Stoffe in den Umweltbestandteilen, darunter in der Flora und der Fauna“ in Teil 6 „Auszug aus Band IV des UVP-Berichts – Abschätzung der Auswirkungen“ der grenzüberschreitenden Dokumentation

Tabelle 7. Höchste Jahresdosen für Hauptproduktgruppen für die Variante 1: Standort Żarnowiec

Produkttyp	Dosis [mSv]
Von Kühen stammende Produkte	1,75E-03
Obst	1,72E-04
Getreide	7,98E-03
Blattgemüse	1,41E-04
Wurzelgemüse	2,29E-04

Quelle: Tabelle IV.14-20 „Höchste Jahresdosen für Hauptproduktgruppen für die Variante 2: Standort Żarnowiec“ in Kapitel IV.14.2.4 „Prüfung der möglichen Akkumulation der radioaktiven Stoffe in den Umweltbestandteilen, darunter in der Flora und der Fauna“ in Teil 6 „Auszug aus Band IV des UVP-Berichts – Abschätzung der Auswirkungen“ der grenzüberschreitenden Dokumentation

Die Steigerung der Dosen infolge der Akkumulation im Boden wurde durch die Analyse der Auswirkungen einzelner radioaktiver Isotope über einen Zeitraum von fünf Jahren ermittelt. Die Ergebnisse für die wichtigsten Isotope (die den größten Beitrag zur Dosis leisten) sind in der nachstehenden Tabelle (Tabelle 8) aufgeführt.

Tabelle 8. Dosis für die Akkumulation der ausgewählten Isotope – für beide Standortvarianten

Art der Dosis	Dosis [mSv]	
	Lubiatowo - Kopalino	Żarnowiec
Von Kühen stammende Produkte	3,3E-08	1,4E-08
Obst	5,7E-08	2,3E-08
Getreide	4,47E-08	1,92E-08

Quelle: Tabelle IV.14-21 „Dosen durch Akkumulation ausgewählter Isotope für beide Standortvarianten“ in Kapitel IV.14.2.4 „Prüfung der möglichen Akkumulation der radioaktiven Stoffe in den Umweltbestandteilen, darunter in der Flora und der Fauna“ in Teil 6 „Auszug aus Band IV des UVP-Berichts – Abschätzung der Auswirkungen“ der grenzüberschreitenden Dokumentation

„Für den Standort Lubiatowo-Kopalino beträgt die Steigerung der Gesamtdosis ca. 1,7E-07 mSv, was eine Abschätzung von ca. 4,25E-08 mSv pro Jahr ergibt. Für den Standort Żarnowiec dagegen beträgt die Steigerung der Gesamtdosis ca. 8,5E-08 mSv, was die Abschätzung von ca. 2,125E-08 pro Jahr ergibt“. (Kapitel IV.14.2.4 in Teil 6 der grenzüberschreitenden Dokumentation).

Die für einen Zeitraum von 60 Jahren geschätzten radioaktiven Konzentrationen in den verschiedenen Bodenschichten bis zu einer Tiefe von 1 m sind in der nachstehenden Tabelle (Tabelle 9) aufgeführt. Die Berechnungen wurden unter der konservativen Annahme durchgeführt, dass die Gesamtdosition von betrieblichen Emissionen nur auf dem Gebiet von 64 km<sup>2</sup> um das Kernkraftwerk (d.h. im Quadrat von 4 km vom Schornstein

in den Richtungen Ost-West und Nord-Süd) entsteht. Die ermittelten Ergebnisse beziehen sich auf beide Standortvarianten.

Tabelle 9. Mittlere Aktivitätskonzentration in verschiedenen Bodenschichten nach 60 Jahren [Bq/m<sup>2</sup>]

Isotop	0 m – 0,01 m	0,01 m – 0,05 m	0,05 m – 0,15 m	0,15 m – 0,3 m	0,3 m – 1 m
Co-58	3,80E+01	2,54E+00	4,42E-02	4,81E-04	1,87E-06
Co-60	1,46E+02	1,83E+02	6,75E+01	1,79E+01	1,85E+00
Cr-51	4,20E-01	1,11E-02	7,60E-05	3,24E-07	4,49E-10
Cs-134	2,50E+01	1,53E+01	2,55E+00	2,84E-01	1,17E-02
Cs-137	8,35E+01	2,34E+02	2,19E+02	1,48E+02	3,39E+01
I-131	1,13E+02	8,73E-01	1,74E-03	2,16E-06	9,54E-10
I-133	2,05E+01	1,71E-02	3,67E-06	4,91E-10	2,34E-14
Mn-54	2,60E+00	7,25E-01	5,36E-02	2,54E-03	4,36E-05
Nb-95	3,59E+00	2,11E-01	3,26E-03	3,18E-05	1,11E-07
Sr-89	3,45E+00	3,15E-01	3,91E-03	3,04E-05	8,44E-08
Sr-90	1,54E+01	8,21E+01	7,68E+01	5,28E+01	1,24E+01
Zr-95	1,51E+00	9,14E-02	1,44E-03	1,41E-05	4,97E-08

Quelle: Tabelle IV.14-22 „Mittlere Aktivitätskonzentration in verschiedenen Bodenschichten nach 60 Jahren [Bq/m<sup>2</sup>]“ in Kapitel IV.14.2.4 „Prüfung der möglichen Akkumulation der radioaktiven Stoffe in den Umweltbestandteilen, darunter in der Flora und der Fauna“ in Teil 6 „Auszug aus Band IV des UVP-Berichts – Abschätzung der Auswirkungen“ der grenzüberschreitenden Dokumentation

Wie in Kapitel IV.14.2.4 „Prüfung der möglichen Akkumulation der radioaktiven Stoffe in den Umweltbestandteilen, darunter in der Flora und der Fauna“ in Teil 6 „Auszug aus Band IV des UVP-Berichts – Abschätzung der Auswirkungen“ der grenzüberschreitenden Dokumentation erwähnt: *„Die Ergebnisse der durchgeführten Berechnungen zeigen eine vernachlässigbare Wirkung von emittierten Radionukliden auf die Änderung der radioaktiven Konzentration in den einzelnen Umweltbestandteilen über den Verlauf der Zeit auf“.*

Wenn unter konservativen Annahmen die Emissionen radioaktiver Stoffe lokal einen vernachlässigbaren Einfluss auf den Zustand der Böden haben, werden angesichts der Entfernung des Projekts von den Landesgrenzen grenzüberschreitende Auswirkungen auf die Böden unter normalen Betriebsbedingungen ausgeschlossen. Daher werden voraussichtlich keine zusätzlichen Bodenschutzempfehlungen erforderlich sein.

Gleichzeitig werden die Auswirkungen durch konventionelle (nicht strahlende) Schadstoffe, die auftreten und die Böden potenziell beeinträchtigen können, nur lokal sein und keine grenzüberschreitenden Auswirkungen auf die Böden der Nachbarländer haben.

Zur Bestätigung der obigen Aussagen folgt eine Zusammenfassung von Informationen aus Band III „Charakteristik der Umwelt“, Band IV „Abschätzung der Auswirkungen“, Band V „Zusammenfassung – Ergebnisse und Schlussfolgerungen“ und Band VI „In nicht-fachlicher Sprache abgefasste Zusammenfassung“ des UVP-Berichts, in denen die Auswirkungen auf den Boden und die Bodenoberfläche behandelt werden.

In Kapitel IV.6 „Auswirkungen auf Böden und Erdoberfläche“ (in Band IV „Abschätzung der Auswirkungen“ des UVP-Berichts) werden die Auswirkungen des Projekts auf Böden und die Erdoberfläche für beide in Betracht gezogenen Standortvarianten und ihre technischen Subvarianten während der Bau-, Betriebs- und Stilllegungsphase analysiert. Die Bewertung



erfolgte im Hinblick auf Änderungen der Flächennutzung und -entwicklung, Änderungen der Landform und des Gleichgewichts der Landmassen sowie die Auswirkungen des Projekts auf die Böden, einschließlich der Auswirkungen der Anpassung der Landform an die Projektanforderungen des Vorhabens, der Abfalllagerung, des Umgangs mit Abwasser und der Auswirkungen möglicher Schadstoffausbrüche, einschließlich des Umgangs mit Chemikalien. Die Informationen in Kapitel III.3.4 „Böden“ (in Band III „Charakteristik der Umwelt“ des UVP-Berichts) wurden ebenfalls berücksichtigt, wo eine Analyse der Bodennutzungsstruktur und der Typologie und Klassifizierung der innerhalb der Grenzen des Standortgebiets beider Standortvarianten vorkommenden Böden durchgeführt wurde, sowie die Ergebnisse der physikalischen und chemischen Untersuchungen der im Projektgebiet vorkommenden Böden und eine Bewertung der Kontamination der Bodenoberfläche vorgelegt wurden.

Bei beiden Standortvarianten sind die Auswirkungen auf die Böden und die Landoberfläche in allen Phasen des Projekts lokal begrenzt, kurzfristig und meist von vernachlässigbarer Bedeutung. Die einzige Auswirkung auf die Böden und die Landoberfläche, die als signifikant, aber dennoch lokal eingestuft wurde, betrifft die Veränderung der Landform infolge der Beseitigung von Hindernissen im Standortgebiet, des Abrisses bestehender Anlagen und Infrastrukturen und der Beseitigung von Strukturen und Strukturelementen von Industrieanlagen, der Makro-Nivellierung des Geländes, der Lagerung von Erdmassen und der Errichtung von Bauanlagen.

Die Maßnahmen zur Minimierung der Auswirkungen auf die Böden werden in Kapitel V.3.1 „Minimierungsmaßnahmen“, Unterkapitel V.3.1.3 „Böden und Erdoberfläche“ (in Band V „Zusammenfassung – Ergebnisse und Schlussfolgerungen“ des UVP-Berichts) beschrieben.

Die folgenden Maßnahmen wurden als Maßnahmen zur Minimierung der Auswirkungen auf die Böden eingestuft:

„Etappe der Vorbereitungsarbeiten und Bauetappe“

- *Begrenzung der Baustellenfläche auf das notwendige Minimum;*
- *Schutz der Oberfläche von Abstellflächen für Maschinen, Transportmittel, Parkplätze für Mitarbeiter usw. vor dem Eindringen von Schadstoffen in den Boden und die Gewässer;*
- *Einsatz von Baumaschinen, Geräten und Transportmitteln, die technisch einwandfrei sind und ordnungsgemäß gewartet und betrieben werden;*
- *Ordnungsgemäße Organisation der Arbeit gemäß den geltenden Normen und unter Beachtung der Umweltschutzprinzipien;*
- *Im Falle eines Unfalls müssen die Mittel zur Neutralisierung von unbeabsichtigt aus Fahrzeugen oder Maschinen auslaufendem Öl oder Kraftstoff schnell verfügbar sein;*
- *Im Falle eines verschütteten Kraftstoffs sollten die verunreinigten Bereiche mit Sorptionsmitteln für Mineralölprodukte gereinigt werden;*
- *Reduzierung der von der Bebauung betroffenen Fläche auf das notwendige Minimum, einschließlich der Schaffung durchlässiger Oberflächen, wo immer dies möglich ist;*

- *Gewährleistung der Nutzung der Humusschicht von Böden zur Gestaltung von Grünflächen oder auf andere rationelle Weise;*
- *Beregnung oder Abdecken von Schüttguthaufen zur Staubreduzierung;*
- *Wiederverwendung von Erdmassen zur Gestaltung der Oberfläche des Projektgebiets;*
- *Nach Abschluss der Arbeiten werden der Projektstandort und die angrenzenden Gebiete ordnungsgemäß gesäubert, aufgeräumt und in einen Zustand natürlicher Funktionalität zurückversetzt.*

### Betriebsphase

#### *Erhaltung und Pflege biologisch aktiver Bodenbereiche".*

Es sollte daher betont werden, dass alle festgestellten Auswirkungen auf Böden und die Erdoberfläche, die sowohl während der Bau-, Betriebs- als auch der Stilllegungsphase des Projekts auftreten, lokal begrenzte Auswirkungen sein werden, ebenso wie die Minimierungsmaßnahmen/Empfehlungen zum Bodenschutz.

Es sollte hinzugefügt werden, dass während der Inbetriebnahmens- und Betriebsphase des KKW eine kontinuierliche Strahlungsüberwachung des Standorts gemäß der Verordnung des Ministerrats über den Umfang des Programms zur Überwachung der Umweltstrahlung, das von Organisationseinheiten der Risikokategorie I oder II zu entwickeln und durchzuführen ist. Das Überwachungsprogramm wird mit der PAA vereinbart und umfasst unter anderem Umweltaspekte wie Messungen der Kontamination von Boden, Wasser, Luft, landwirtschaftlichen Erzeugnissen, Messung der Intensität der Dosis usw. Die Ergebnisse der Messungen werden der Behörde zur Verfügung gestellt, die die Genehmigung für die Inbetriebnahme und den Betrieb des KKW erteilt.

Darüber hinaus schließen die vom Projektträger durchgeführten Langzeitstudien und -analysen jegliche Auswirkungen des vorgeschlagenen Projekts auf die Böden im Landkreis Uckermark aus.

### **12. Untere Abfallwirtschaftsbehörde - uAWB:**

**Gegen den bestimmungsgemäßen Betrieb des Kernkraftwerkes und dessen Errichtung bestehen aus abfallrechtlicher Sicht keine Einwände.**

**Gemäß den Unterlagen existiert bisher jedoch noch kein Endlager in der Republik Polen. Es ist daher nicht abschätzbar, ob abgebrannte Brennstäbe oder anderes radioaktives Material durch den Landkreis Uckermark transportiert werden müssen, beispielsweise zur Aufbereitung oder Endlagerung außerhalb der Republik Polen.**

**Derartige Transporte müssen ggf. in die Sicherheitspläne des Landkreises Uckermark einbezogen werden und sollten daher auch Teil der grenzüberschreitenden Umweltverträglichkeitsprüfung sein.**

Gemäß dem Atomgesetz und der Verordnung des Ministerrats über radioaktive Abfälle und abgebrannte Kernbrennstoffe sollten schwach- und mittelaktive Abfälle in einem Endlager

für radioaktive Abfälle gelagert werden, das für diesen Zweck geeignet ist und die in der oben genannten Verordnung festgelegten Anforderungen erfüllt. Darüber hinaus ist gemäß dem KPPzOPiWPJ eine NSPOP in Polen geplant. Schwach- und mittelradioaktive Abfälle, die im KKW anfallen, werden daher zur Entsorgung in die NSPOP gebracht. Was die Frage des Umgangs mit abgebrannten Kernbrennstoffen betrifft, so ist darauf hinzuweisen, dass sich auf dem Gelände des KKW ein Lager befinden wird, dessen Kapazität ausreicht, um abgebrannte Kernbrennstoffe während der gesamten Lebensdauer des KKW aufzunehmen. In Übereinstimmung mit dem KPPzOPiWPJ ist auch der Bau des Endlagers SGOP vorgesehen, in dem die Gesamtheit der abgebrannten Kernbrennstoffe gelagert werden soll. In dem oben genannten Dokument sieht Polen vorerst einen offenen Brennstoffkreislauf vor. Die Wiederaufbereitung abgebrannter Kernbrennstoffe aus dem ersten polnischen KKW ist daher nicht geplant. Daher wird der Transport von radioaktiven Stoffen und abgebrannten Kernbrennstoffen nicht über Polen hinausgehen.

### **13. Ordnungsamt**

**Das geplante Kernkraftwerk soll in einer Entfernung von ca. 250 km zur deutschen Grenze errichtet werden. Der konkrete Standort soll noch nicht feststehen.**

**Gemäß den derzeit geltenden Empfehlungen der Strahlenschutzkommission „Planungsgebiete für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernkraftwerken - Empfehlung der Strahlenschutzkommission“, verabschiedet in der 268. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 13./14. Februar 2014, kann die Durchführung der Iodblockade für Kinder und Jugendliche sowie Schwangere in größeren Entfernungen (» 100 km) von der Anlage in Ausbreitungsrichtung notwendig werden. Ebenso können Überschreitungen von Schwellendosen in Entfernungen bis zu 200 km möglich sein. Entfernungen über 200 km wurden durch die SSK nicht untersucht. Die Auswirkungen von Störfällen auf die Gesundheit der Bevölkerung sowie Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung im Landkreis Uckermark, wie z. B. das Erfordernis der Durchführung einer Iodblockade, können daher nicht bewertet werden.**

**Gemäß dem Umweltverträglichkeitsbericht (Bericht über die Umweltauswirkungen des geplanten Baus und Betriebes des ersten polnischen Kernkraftwerks mit einer installierten Leistung von bis zu 3.750 MWe in den Gemeinden Choczewo oder Gniewino und Krokowa) – hier: Zusammenfassung der Ergebnisse des Berichts über die Umweltauswirkungen des geplanten Vorhabens vom Mai 2022 sollen in allen Phasen des Vorhabens verhindernde Maßnahmen für das Auftreten von Störfällen getroffen werden. Die Verhinderungsmaßnahmen sollen sowohl das Eintreten eines Industrieunfalls als auch eines nuklearen Störfalls umfassen.**

**Nach den einschlägigen deutschen Vorschriften handelt es sich bei der geplanten Anlage um einen Störfallbetrieb.**

**Seitens des Landes Brandenburg sollten Festlegungen getroffen werden, ob die Anlage bei der voraussichtlichen Entfernung zur deutschen Grenze in den Gefahren- und Risikoanalysen der grenznahen Landkreise und in den Katastrophenschutzplanungen zu berücksichtigen sind, welche Gefahren bei einem möglichen Störfall und dessen Auswirkungen zu bewerten und welche Maßnahmen daher vorbereitend zu planen sind.**

**Weiterhin sind zwingend bilaterale standardisierte Melde-/Alarmwege bei externen und internen Ereignissen, die die Sicherheit des Kernkraftwerks gefährden können sowie bei Störfällen abzustimmen, festzulegen und regelmäßig zu beüben.**

Nach vorläufigen Konformitätsanalysen (eng. *compliance analysis*) des Technologielieferanten wurde nachgewiesen, dass der AP1000, ein Reaktor der Generation III+ mit passiven Sicherheitssystemen, die heutigen strengen Anforderungen an die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz erfüllt, die insbesondere in den folgenden Dokumenten festgelegt sind:

- 1) WENRA-Empfehlungen,
- 2) IAEA-Sicherheitsstandards – einschließlich der nach Fukushima aktualisierten Standards, insbesondere in der Veröffentlichung Nr. SSR-2/1 (Rev.1),
- 3) EU-Richtlinie über nukleare Sicherheit (2014/87/EURATOM),

- 4) EUR-Anforderungen,
- 5) sowie in den Bestimmungen des polnischen Atomgesetzes und den entsprechenden Durchführungsverordnungen.

In den oben genannten Dokumenten werden insbesondere die folgenden technischen und organisatorischen Lösungen gefordert, um einen Unfall zu verhindern bzw. im Falle eines Unfalls diesen einzudämmen und seine Auswirkungen zu minimieren:

- eine Defense-in-Depth Strategie, die aus fünf unabhängigen Verteidigungslinien besteht;
- „praktischer Ausschluss“ von Notfallsequenzen, die zu einer Beschädigung des Reaktorcontainments führen könnten;
- Eindämmung von Unfällen, die nicht „praktisch ausgeschlossen“ werden können, Abschwächung ihres Verlaufs und Begrenzung ihrer Folgen (insbesondere außerhalb des KKW-Geländes);
- Minimierung des Risikos menschlicher Fehler (insbesondere durch: angemessene Gestaltung der „Mensch-Maschine-Schnittstelle“ und Automatisierung, die die Anzahl und Komplexität der Bedientätigkeiten verringert, sowie organisatorische Vorkehrungen für eine systematische Schulung und die Umsetzung einer starken „Sicherheitskultur“);
- hohe Qualität bei der Planung und Ausführung von Bau- und Montagearbeiten;
- hochwertige Wartung und Renovierung, einschließlich der Alterungsaspekte von KKW-Systemen und -Einrichtungen.

Im Rahmen der für den UVP-Bericht durchgeführten Studien und Analysen wurde eine Bewertung der radiologischen Auswirkungen im Falle eines "schweren Störfalls", einschließlich eines *schweren* Unfalls (eng. *severe accident*) mit Kernschmelze, durchgeführt, insbesondere in Entfernungen von mehr als 30 km vom Reaktor - auch in den Gebieten potenziell exponierter Länder. Die Analysen wurden für Rezeptoren in verschiedenen potenziell exponierten Ländern durchgeführt.

Als Antwort auf die Bemerkung zur Bewertung der Auswirkungen des Unfalls auf die Gesundheit der Bevölkerung im Zusammenhang mit der Jodprophylaxe wird im Folgenden ein Auszug aus Kapitel 6.1.1.2 „Ergebnisse des FDMT-Modells“ aus Teil 1 „Einführung“ der grenzüberschreitenden Dokumentation zitiert.

*„Mit Blick auf die durch die Schilddrüse aufgenommene Dosis gestalten sich die Ergebnisse folgendermaßen:*

- *Die maximalen 2-Tage-Dosen liegen im Bereich von  $9,36E-03$  mGy für Litauen und  $7,13E-05$  mGy für die Slowakei, wobei für die meisten Länder die Dosen im Bereich  $E-03$  mGy liegen,*
- *Die maximalen 7-Tage-Dosen betragen für Litauen ( $1,96E-02$  mGy) und Schweden ( $1,51E-02$  mGy), für die Slowakei sind sie am geringsten ( $1,29E-05$  mGy),*
- *die maximalen Jahres-Dosen betragen für Litauen ( $1,00E-01$  mGy), etwas niedriger sind sie in einigen anderen Ländern (Schweden, Tschechien, Dänemark, Estland, Deutschland, Russland). Die niedrigsten Werte wurden in der Slowakei festgestellt ( $1,14E-04$  mGy),*

- *Die maximalen Lebensdosen wurden in Litauen ( $2,07E-01$  mGy) beobachtet, etwas niedriger waren sie in einigen anderen Ländern (Deutschland, Estland, Russland, Schweden, Tschechien), am niedrigsten - in der Slowakei ( $5,31E-03$  mGy).*

*Von Kindern über die Schilddrüse aufgenommene Dosen:*

- *Die maximalen 2-Tage-Dosen liegen im Bereich von  $3,38E-02$  mGy für Schweden und  $1,51E-02$  mGy für Litauen bis zu  $1,83E-05$  mGy für die Slowakei, wobei die Dosen für die meisten Länder im Bereich  $E-02$ ÷ $E-03$  mSv liegen,*
- *Die maximalen 7-Tages-Dosen betragen für Schweden ( $6,13E-02$  mGy) und Litauen ( $3,59E-02$  mGy), für die Slowakei sind sie am geringsten ( $3,29E-05$  mSv),*
- *Die maximalen Jahres-Dosen betragen für Schweden ( $1,8E-01$  mGy) und Litauen ( $1,62E-01$  mGy), etwas niedriger sind sie in einigen anderen Ländern (Deutschland, Russland, Tschechien). Die niedrigsten Werte wurden in der Slowakei festgestellt ( $2,06E-04$  mGy),*
- *maximale Lebensdosen wurden in Litauen ( $2,74E-01$  mGy), in Schweden ( $2,44E-01$  mGy) festgestellt, etwas niedriger waren sie in einigen anderen Ländern (Österreich, Tschechien, Dänemark, Lettland, Deutschland, Estland, Russland), am niedrigsten - in der Slowakei ( $7,361,69E-04$  mGy).*

Die Ergebnisse der oben dargestellten Berechnungen und Analysen zeigen, dass die maximalen absorbierten Dosen in der Schilddrüse in allen exponierten Ländern niedrig sind, sogar die maximalen Lebensdosen liegen deutlich unter 1 mSv.

Gemäß den Empfehlungen der IAEO im GSR Teil 7<sup>100</sup> sollte eine Jodprophylaxe der Schilddrüse durchgeführt werden, wenn die vorhergesagte Äquivalentdosis für die Schilddrüse während der ersten 7 Tage (ab Beginn der Exposition) 50 mSv übersteigt.

In Anbetracht der obigen Ausführungen sollte der Schluss gezogen werden, dass die Exposition der deutschen Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung nach einem möglichen nuklearen Unfall unbedeutend sein wird und dass keine Maßnahmen, insbesondere keine Schilddrüsenprophylaxe, erforderlich sein werden.

In Bezug auf die Meldung eines nuklearen Unfalls oder einer radiologischen Notstandssituation sei darauf hingewiesen, dass Polen und Deutschland das „Abkommen zwischen der Regierung der Republik Polen und der Regierung der Bundesrepublik Deutschland über die frühzeitige Benachrichtigung über nukleare Unfälle, Informations- und Erfahrungsaustausch und Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes“ geschlossen haben, das am 30. Juli 2009 in Warschau unterzeichnet wurde.<sup>101</sup>

---

<sup>100</sup> Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency. General Safety Requirements. IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 7. International Atomic Energy Agency. Vienna, 2015.

<sup>101</sup> <https://www.gov.pl/web/paa/wspolpraca-miedzynarodowa>

#### 14. Gesundheitsbehörde

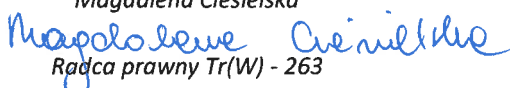
Zu dem Vorhaben „Bau und Betrieb eines Kernkraftwerkes in der Woiwodschaft Pommern – grenzüberschreitende Umweltverträglichkeitsprüfung“ sind aus der derzeitigen Sicht des Gesundheitsamtes keine Hinweise, Bedenken und Empfehlungen abzugeben. Sollte der Landkreis Uckermark während der Bauphase des Kernkraftwerkes durch Stoffströme (Transporte usw.) betroffen sein und es zu Beeinträchtigungen bzw. zu einer erhöhten Belastung der Bürger im Landkreis hinsichtlich Lärm, Luftverunreinigungen und Erschütterungen kommen, ist das Gesundheitsamt erneut zu beteiligen.

Zum Schutz des Menschen und der Umwelt vor unerwünschten Folgen durch den Bau und die Inbetriebnahme des Kernkraftwerkes ist die Einbeziehung der zuständigen Landesbehörden wie z. B. des Landesamtes für Arbeitsschutz, Verbraucherschutz und Gesundheit (LAVG), Referat Strahlenschutz dringend anzuraten, da das Gesundheitsamt diesbezüglich keine fachliche Bewertung vornehmen kann.

Während der Bauphase werden voraussichtlich keine Materialien durch den Landkreis Uckermark transportiert, sodass es keine Auswirkungen auf die Bewohner des Landkreises Uckermark geben wird, z. B. Lärm, Vibrationen, Luftverschmutzung, die mit dem Bau und der Inbetriebnahme des KKW in Polen in der Woiwodschaft Pommern verbunden sind.

Polskie Elektrownie Jądrowe sp. z o.o.  
Pion Zezwoleń Inwestycyjnych  
ul. Mokotowska 49 00-496 Warszawa

Magdalena Ciesielska

  
Radca prawny Tr(W) - 263