

UVP-VERFAHREN ZUM GEPLANTEN NEUBAU VON SMALL MODULAR REACTORS (SMR) IN POLEN

Fachstellungnahme zum BWRX-300

Oda Becker
Kurt Decker
Manfred Mertins
Gabriele Mraz

Im Auftrag der Wiener Umwelthanwaltschaft



Autor:innen

Oda Becker

Kurt Decker

Manfred Mertins

Gabriele Mraz (pulswerk GmbH)

Übersetzung

Mag.^a Patricia Lorenz

Auftraggeberin

Wiener Umweltschutz

November 2023

INHALTSVERZEICHNIS

ZUSAMMENFASSUNG	5
SUMMARY	11
STRESZCZENIE	17
VORWORT DER WUA	23
1 EINLEITUNG UND UVP-VERFAHREN FÜR SMR	24
1.1 Einleitung	24
1.2 Diskussion und Bewertung	24
1.3 Schlussfolgerungen und Forderungen	27
2 REGULATORISCHE ANFORDERUNGEN	28
2.1 Einleitung	28
2.2 Diskussion und Bewertung	30
2.3 Schlussfolgerungen und Forderungen.....	33
3 ABGEBRANNTEN BRENNELEMENTE UND RADIOAKTIVE ABFÄLLE UND IHR ENTSORGUNGSNACHWEIS	35
3.1 Einleitung	35
3.2 Diskussion und Bewertung	35
3.3 Schlussfolgerungen und Forderungen	36
4 DER REAKTORTYP BWRX-300	38
4.1 Einleitung	38
4.2 Diskussion und Bewertung	41
4.3 Schlussfolgerungen und Forderungen.....	55
5 STANDORTANALYSE UND MÖGLICHE EXTERNE GEFAHREN AM STANDORT	58
5.1 Einleitung	58
5.2 Diskussion und Bewertung	59
5.3 Schlussfolgerungen und Forderungen.....	61
6 ANALYSE VON STÖR- UND UNFÄLLEN	58
6.1 Einleitung	62
6.2 Diskussion und Bewertung	64

6.3	Schlussfolgerungen und Forderungen.....	66
7	UNFÄLLE DURCH BETEILIGUNG DRITTER.....	68
7.1	Einleitung	68
7.2	Diskussion und Bewertung	68
7.3	Schlussfolgerungen und Forderungen.....	72
8	MÖGLICHE GRENZÜBERSCHREITENDE AUSWIRKUNGEN	75
8.1	Einleitung	75
8.2	Diskussion und Bewertung	75
8.3	Schlussfolgerungen und Forderungen.....	77
	LITERATURVERZEICHNIS	78
	ABBILDUNGSVERZEICHNIS	83
	TABELLENVERZEICHNIS.....	84
	ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS.....	85

ZUSAMMENFASSUNG

Small Modular Reactors (SMR) werden von der Nuklearindustrie als nächste Reaktor-generation angesehen. Sie sollen billiger und sicherer sein sowie im Kampf gegen den Klimaschutz eine wichtige Rolle spielen. Allerdings wurde weltweit noch keiner dieser Reaktoren fertiggestellt. Daher ist es sehr fraglich, ob die propagierten Vorteile tatsächlich eintreten werden. Probleme mit der Wirtschaftlichkeit haben aktuell dazu geführt, dass das erste SMR Projekt der USA in Idaho wieder eingestellt werden musste, und zwar noch vor dem eigentlichen Baubeginn. Auch bezüglich der Sicherheit gibt es starke Bedenken, wenn in Zukunft tausende Nuklearreaktoren zum Teil in der Nähe von Wohngebieten errichtet werden sollen. Auch der mögliche Beitrag von SMR zum Klimaschutz ist nicht gesichert und sollte jedenfalls im Rahmen einer Umweltverträglichkeitsprüfung untersucht werden. Trotz all dieser Unsicherheiten sind einige Länder Europas, darunter Polen, gerade dabei, Vorbereitungen zu treffen, um diese unfertige und kostspielige Technologie einzusetzen.

Einleitung und UVP-Verfahren zu SMR in Polen

Im Herbst 2023 starteten in der EU die ersten Umweltverträglichkeitsprüfungsverfahren (UVP) für SMR in Polen. Mit Stand November 2023 laufen drei UVP-Verfahren. In Österreich und Tschechien ist bislang nur eines davon notifiziert worden. Dieses Verfahren umfasst den Bau und den Betrieb von bis zu vier SMR mit BWRX-300-Technologie und einer Gesamtleistung von bis zu 1.300 MWe am Standort Stawy Monowskie in der Gemeinde Oświęcim. Der Antragsteller ist der Bauträger BWRX-300 Stawy Monowskie Sp. z o.o., deren Anteile zu 100 % von der Orlen Synthos Green Energy sp. z o.o. (OSGE) mit Sitz in Warschau gehalten werden.

Das derzeit laufende UVP-Verfahren zu polnischen SMR befindet sich im Scoping-Stadium. Weder die polnische noch die österreichische Öffentlichkeit können in dieser Verfahrensstufe Kommentare einreichen, während die tschechische Öffentlichkeit dies schon darf. Dies scheint nicht in Übereinstimmung mit der Espoo-Konvention zu stehen.

In Polen ist ein umfangreiches SMR-Programm geplant. Die Adaptierungen der Polnischen Energiepolitik („PEP 2040“) und des Polnischen Programms für die Kernenergie (PPK) sollten daher einer Strategischen Umweltprüfung (SUP) unterzogen werden, dies auch grenzüberschreitend. Eine jegliche Einschränkung der Beteiligung der Öffentlichkeit im Rahmen der Umweltgenehmigung, wie sie im kürzlich erlassenen „Maulkorbgesetz“¹ vorgesehen ist, ist entschieden abzulehnen.

¹ <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/DocDetails.xsp?id=WDU20230001890>

Regulatorische Anforderungen

In OSGE (2023) findet man zu sicherheitsrelevanten Sachverhalten des Projektes BWRX-300 „Kleines Modulares Kernkraftwerk“ in Polen überwiegend nur allgemeine Ausführungen. Zu Präzisierungen zu technischen Ausführungen wird auf die weiteren Etappen der Projektrealisierung verwiesen. Trotzdem lassen sich auch auf dieser Grundlage Anforderungen und Hinweise ableiten:

Es sollten Regeln und Richtlinien der nuklearen Sicherheitstechnik in Bezug genommen werden, die den aktuellen Stand der Sicherheit repräsentieren und insbesondere in Europa Anwendung finden.

Es ist geplant, mehrere Reaktoren/Module BWRX-3000 in derselben Anlage zu implementieren. Mögliche Beeinflussungen und Wechselwirkungen sind herauszuarbeiten und sicherheitstechnisch zu bewerten.

Zum Nachweis des praktischen Ausschlusses von Unfallsequenzen, die zu großen frühen Freisetzungen führen, wird in OSGE (2023) ein allgemeiner probabilistischer Kennwert von weniger als 10^{-8} /Jahr für den Reaktortyp BWRX-300 genannt. Grundlagen, auf denen die Schätzungen probabilistischer Kennwerte beruhen, werden nicht angegeben. Nach Einschätzung der Autor:innen der vorliegenden Stellungnahme kann der probabilistische Wert nur Wahrscheinlichkeiten von internen Ereignissen, die zu großen oder frühen Freisetzungen führen, enthalten. Standortsspezifische Gefahren (Naturgefahren und menschengemachte Gefahren; z.B., Erdbeben, Überschwemmung, Explosion, Flugzeugabsturz) können nicht enthalten sein, da deren Bewertung offenbar noch nicht oder nicht vollständig vorliegt. Der Beitrag der genannten Gefahren zum Risiko früher oder großer Freisetzungen kann erst auf Grundlage von detaillierten Gefährdungsanalysen und einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) bestimmt werden.

Ein Nachweis des praktischen Ausschlusses von frühen und großen Freisetzungen allein durch die Auswahl des Reaktortyps BWRX-300 ist, anders als in OSGE (2023) dargestellt, nicht möglich². Die Angabe, dass „die Wahrscheinlichkeit hypothetischer Unfälle, die zu großen Freisetzungen führen könnten, für das SWRX-300-Projekt weniger als 10^{-8} pro Jahr beträgt“, ist als Nachweis des praktischen Ausschlusses nicht akzeptierbar.

Die zum Nachweis des praktischen Ausschlusses von unfallbedingten Freisetzungen herangezogenen probabilistischen Kennwerte sind auf eine qualitativ höherwertige als die angegebene „geschätzte“ Grundlage zu stellen. Der praktische Ausschluss unfallbedingter Freisetzungen muss klar nachgewiesen werden.

Die relevanten deterministischen Auslegungsgrundlagen sollten in einem Gesamtkonzept dargestellt werden.

² OSGE 2023, S. 80: „Da die Wahrscheinlichkeit hypothetischer Ausfälle, die zu großen Freisetzungen führen könnten, für das SWRX-300-Projekt weniger als 10^{-8} /Jahr beträgt, ist es vernünftig, diesen Wert als Argument für eine praktische Beseitigung zu betrachten.“

Die Machbarkeit, Zuverlässigkeit und Wirksamkeit innovativer technischer Lösungen, wie z.B. der Einsatz von Systemen unter Nutzung passiver Wirkprinzipien, ist nachzuweisen.

Es ist zu zeigen, dass die Restwärmeabfuhr unter Unfallbedingungen für alle plausiblen Anlagensituationen in einem Zeitraum von 7 Tagen möglich ist.

Im Falle der Verwendung „handelsüblicher“ Komponenten, die möglicherweise nicht nach den für den Nuklearbereich erforderlichen Regeln und Normen konzipiert wurden, ist sicherzustellen, dass dadurch der geforderte praktische Ausschluss unfallbedingter Freisetzungen nicht gefährdet werden kann.

Abgebrannte Brennelemente und radioaktive Abfälle und ihr Entsorgungsnachweis

Abgebrannte Brennelemente und radioaktive Abfälle haben negative Umweltauswirkungen. Daher sollte bei einer UVP für geplante SMR auch die Entsorgung der radioaktiven Abfälle ausreichend erklärt und aus Umweltsicht bewertet werden. In bisher vorgelegten Scoping-Dokument wurde jedoch kein ausreichender Nachweis für die sichere Entsorgung von abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen vorgelegt. Informationen zu Art, Standort und Zeitplan für die benötigten Zwischen- und Endlager sowohl für die schwach und mittelaktiven Abfälle als auch für die abgebrannten Brennelemente sollten in den UVP-Unterlagen vorgelegt werden.

Bezüglich Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente sollte einem Trockenlager (Behältertyp) der Vorzug gegenüber einem Nasslager gegeben werden.

Der Reaktortyp BWRX-300

Es wird von OSGE betont, dass der Reaktortyp BWRX-300 bereits der 10. von General Electric (GE) entwickelte Siedewasserreaktor (SWR) ist. Die Entwicklungsgeschichte ist jedoch keine Erfolgsgeschichte. Die letzten beiden Reaktortypen (SBWR und ESBWR) wurden nie gebaut, vom drittletzten Reaktortyp (ABWR) wurden nur vier Reaktoren in Japan errichtet, deren Betrieb zudem seit mehr als zehn Jahren ausgesetzt ist. Bemerkenswert ist auch, dass der BWRX-300 der einzige SWR unter den weit entwickelten SMR-Konzepten ist. Das liegt auch daran, dass sich aufgrund von Sicherheitsaspekten weltweit gegen das Konzept des SWR entschieden wurde.

Die wichtigsten konstruktiven Änderungen des BWRX-300 gegenüber seiner Vorläufermodelle betreffen die Verringerung der Komplexität der Sicherheitssysteme. Es ist offensichtlich, dass für die letzten Reaktorentwicklungen und insbesondere für den BWRX-300 eine Reduzierung der Kosten im Vordergrund stand. Die Reduzierung der Anzahl der Sicherheitssysteme ist nicht ohne eine Reduzierung des Sicherheitsniveaus möglich. Ob die Behörden im Genehmigungsverfahren diese Designänderungen akzeptieren werden, kann zum jetzigen Zeitpunkt noch nicht bewertet werden.

Die Beherrschung von schweren Unfällen des BWRX-300 basiert auf einer passiven Wärmeabfuhr (durch natürliche Zirkulation) über das Isolation-Kondensatorsystem (ICS) oder das Containment-Kühlsystem (PCCS). Ein passives Sicherheitssystem ist möglicherweise nicht in der Lage, die ihm zugewiesene Funktion zu erfüllen, da es

auf Phänomenen geringer Intensität beruht, und empfindlich auf die Umgebungsparameter oder externe Einwirkungen reagieren kann. Es ist weiterhin zu betonen, dass die passiven Sicherheitssysteme des BWRX-300 noch nicht betriebsgeprüft sind. Es stellt sich die Frage nach einer ausreichenden Zuverlässigkeit der passiven Systeme und einer ausreichenden Rechtfertigung der Reduzierung der aktiven Sicherheitssysteme.

Wesentliche Sicherheitsphilosophie für Kernkraftwerke (KKW), auch für den BWRX-300, ist das gestaffelte Sicherheitskonzept. Dazu gehört auch die Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen, diese ist jedoch beim BWRX-300 nicht gegeben.

Laut OSGE (2023) befindet sich das BWRX-300 Design in den USA und Kanada in der Lizenzierungsphase. Es sind jedoch erst für 2024 Einreichungen des Lizenzantrags geplant. Insofern kann die polnische Aufsichtsbehörde nur beschränkt auf die Ergebnisse in anderen Ländern aufbauen.

Die kanadische Aufsichtsbehörde (CNSC) hat nach Abschluss der Vorprüfungen des Designs mitgeteilt, dass weitere Entwicklungen in einigen technischen Bereichen erforderlich sind. Dazu gehören wesentliche Punkte wie die Analyse schwerer Unfälle und die Verfahren zur Abschaltung des Reaktors. Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass in Bezug auf das Design und die Sicherheitsanalyse noch viel Arbeit erforderlich ist.

Die Erteilung der Genehmigung in Kanada kann nicht als sicher vorausgesetzt werden. Ob die dann für Polen ggf. vorliegenden Erfahrungen bereits bei einer zweiten Anlage dieses neuen Typs erfolgreich umgesetzt werden können, ist zu bezweifeln. Es ist zudem zu berücksichtigen, dass die polnische Aufsichtsbehörde (PAA) bisher keine Erfahrung mit der Genehmigung von Reaktoren hat. Die fehlenden Erfahrungen des zukünftigen Betreibers im Nuklearbereich stellt eine zusätzliche Herausforderung bzw. Problem für den Betrieb des BWRX-300 in Polen dar.

Laut OSGE (2023) werden die Hauptkomponenten des BWRX-300 in spezialisierten Fertigungsstätten hergestellt und als vorgefertigte Komponenten montagefertig an den Standort geliefert. Die Serienproduktion wird das Risiko eines standardisierten Fehlers mit sich bringen.

Standortanalyse und mögliche externe Gefahren am Standort

Die vorliegenden Unterlagen sind für eine Standortanalyse und Bewertung möglicher Gefahren am Standort nicht ausreichend. Es ist nicht nachvollziehbar, ob der Standort einer Bewertung von Naturgefahren, wie sie von der WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) gefordert werden, unterzogen wurde. Es ist offen, ob alle für den Standort relevanten Naturgefahren und Gefahrenkombinationen identifiziert wurden und einer detaillierten Analyse unterzogen wurden.

Es ist weiters unklar, ob die Standortauswahl für die SMRs bei Oświęcim im Einklang mit den WENRA Sicherheitszielen für neue Reaktoren erfolgte. Diese Sicherheitsziele erfordern eine Auswahl eines Reaktorstandorts, der nur möglichst wenigen oder geringen Gefahren ausgesetzt ist (Sicherheitsziel O2, WENRA 2009). Es ist unklar, ob die Standortwahl mit den genannten O2-Zielen getroffen wurde, oder ob bei der

Standortauswahl andere Kriterien wie etwa die Nähe zu Energieverbrauchern, Verfügbarkeit eines Grundstücks etc. ausschlaggebend waren. Die Standortauswahl in einem Überflutungsgebiet, das bei Damm- oder Deichbrüchen mehrere Meter hoch überflutet werden kann, erscheint den Autor:innen dieser Stellungnahme jedenfalls nicht mit dem WENRA Sicherheitsziel der Risikominimierung übereinzustimmen.

Es wird empfohlen, das Konzept des praktischen Ausschlusses von frühen oder großen radioaktiven Freisetzungen konsequent in den Sicherheitsanforderungen für die geplanten BWRX-300 Reaktoren anzuwenden. Der praktische Ausschluss von Störfallsequenzen sollte mit modernen probabilistischen und deterministischen Methoden nachgewiesen werden, wobei die entsprechende Veröffentlichung der WENRA im Jahr 2019 in vollem Umfang berücksichtigt werden sollte. Für den Nachweis des praktischen Ausschlusses sollten auch extrem seltene Ereignisse mit Eintrittswahrscheinlichkeiten von 10^{-7} /Jahr oder weniger analysiert werden und bei der Auslegung der Reaktoren und der Planung von Schutzmaßnahmen berücksichtigt werden.

Analyse von Stör- und Unfällen

Für Österreich sind die Analysen möglicher Stör- und Unfälle der geplanten BWRX-300 Anlage in Polen ein wesentlicher Teil im grenzüberschreitenden UVP Verfahren. Zur Analyse gehören Angaben zu den auslösenden Ereignissen, zu den zu berücksichtigenden Sicherheitsanforderungen, PSA-Ergebnissen inklusive Quelltermen und Ergebnissen von Ausbreitungsrechnungen. Zudem wären die erforderlichen Bezüge zu wichtigen international gültigen Sicherheitsstandards (IAEA, WENRA, EU) zu dokumentieren.

Eine detaillierte Berücksichtigung aller grundsätzlich möglichen Unfälle, auch unabhängig von ihrer Eintrittswahrscheinlichkeit, ist von besonderer Bedeutung. Die zu verwendenden (abdeckenden) Quellterme sollten auf Basis von vorhandenen Unfallanalysen bzw. PSA-Ergebnissen für die möglichen Reaktorooptionen gerechtfertigt sein. In jedem Fall sollte die Analyse eine nachvollziehbare Begründung für die verwendeten Quellterme enthalten.

Der UVP-Bericht sollte folgende Informationen enthalten, um eine mögliche Betroffenheit Österreichs nachvollziehbar bewerten zu können: Ergebnisse von PSA-Untersuchungen für alle relevanten Anlagenoptionen des BWRX-300 Konzepts; Darlegung der in Polen definierten Projektziele (bezüglich Werte für CDF und LERF sowie maximalen Strahlendosen); eine nachvollziehbare Darstellung der Ausbreitungsrechnungen sowie der Ermittlung der Strahlendosen für Stör- und Unfälle; und Angaben zu möglichen externen Einwirkungen am Standort.

Unfälle durch Beteiligung Dritter

Einwirkungen Dritter (Terrorangriffe oder Sabotagehandlungen) können erhebliche Auswirkungen auf kerntechnische Anlagen haben. In der heutigen geopolitischen Situation muss im europäischen Raum ein gezielter Angriff auf kerntechnische Anlagen für möglich gehalten werden. Im UVP-Scoping-Dokument werden derartige Ereignisse nicht behandelt.

Die polnischen Vorschriften besagen, dass Kernkraftwerke gegen den Aufprall eines großen Zivilflugzeugs gesichert sein müssen. Es ist nicht bekannt, ob diese Anforderungen auch für einen BWRX-300 gelten werden.

Laut Nuclear Threat Initiative (NTI) (2023) bestehen in Polen Mängel hinsichtlich der Anforderungen zum Schutz vor Cyber-Angriffen, zur Sicherungskultur und zum Schutz vor Sabotage durch Innentäter.

Anders als vom Hersteller behauptet, sind die passiven Sicherheitssysteme nicht schwieriger zu sabotieren als aktive Sicherheitssysteme. Die Reduzierung von Sicherheitssystemen erleichtert zudem eine erfolgreiche Sabotage. Zwar ist ein Teil des Reaktors (aus Kostengründen) unterhalb der Erdoberfläche, die Becken für die passiven Sicherheitssysteme, die entscheidend zur Wärmeabfuhr und der Verhinderung eines schweren Unfalls sind, befinden sich jedoch oberhalb der Geländeoberfläche. Auch das Abklingbecken für abgebrannte Brennelemente ist oberhalb des Bodens gelegen. Eine mögliche Sabotage kann durch die Fabrikherstellung von Komponenten weiter begünstigt werden.

Auch wenn aus berechtigten Gründen der Geheimhaltung Vorkehrungen gegen schwere Einwirkungen Dritter nicht im Detail öffentlich im UVP-Verfahren diskutiert werden können, sollten zumindest die entsprechenden Anforderungen in gewissem Umfang dargelegt werden. Die Bevölkerung hat (insbesondere in der aktuellen geopolitischen Lage) ein Recht in Grundsätzen zu erfahren, welche Anforderungen bezüglich eines Schutzes hinsichtlich terroristischer aber auch hinsichtlich kriegerischer Einwirkungen bestehen. Es ist auch interessant, ob für den BWRX-300 andere Anforderungen gelten als für den geplanten AP1000.

Militärische Aktionen gegen kerntechnische Anlagen wie die russischen Angriffe auf die ukrainischen Kernkraftwerke stellen eine weitere Gefahr dar.

Mögliche grenzüberschreitende Auswirkungen

Im Rahmen der UVP zum SMR sollten schwere, auslegungsüberschreitende Unfälle berechnet werden, um mögliche signifikante Auswirkungen auf Österreich prüfen zu können. Es wären Berechnungsergebnisse wünschenswert, die einen Vergleich sowohl mit den österreichischen Interventionsmaßnahmen als auch mit landwirtschaftlichen Schutzmaßnahmen erlauben.

SUMMARY

Small Modular Reactors (SMRs) are seen by the nuclear industry as the next generation of reactors. They are expected to be cheaper and safer and play an important role in combatting climate change. However, worldwide not one of these reactors has yet been built. It is therefore highly doubtful whether it will be possible to realize reactors with the propagated advantages. Only a few weeks ago, the lack of economic viability led to cancelling the first SMR project in Idaho/US – already before construction start. The idea of thousands of nuclear reactors to be built in the future, in some cases close to residential areas, raises serious safety concerns. The potential contribution of SMRs to climate protection is also uncertain and should be analysed as part of an environmental impact assessment. Despite all these uncertainties, several European countries, including Poland, are currently conducting preparations to deploy this unfinished and costly technology.

Introduction and EIA procedure for SMR in Poland

The first environmental impact assessment (EIA) procedures for SMR in the EU started in Poland in the fall of 2023. As of November 2023, three EIA procedures were ongoing. Only one of those EIA has been notified in Austria and the Czech Republic so far. This procedure covers the construction and operation of up to four SMRs with BWRX-300 technology and a total output of up to 1,300 MWe at the Stawy Monowskie site in the municipality of Oświęcim. The applicant is the developer BWRX-300 Stawy Monowskie Sp. z o.o., 100% of whose shares are held by Orlen Synthos Green Energy sp. z o.o. (OSGE), based in Warsaw.

The current EIA procedure for the Polish SMR is at the scoping stage. Neither the Polish nor the Austrian public can submit comments at this stage of the procedure, whereas the Czech public has this possibility; this might be violating the Espoo Convention.

A large SMR programme is planned in Poland. The adaptations of the Polish Energy Policy ("PEP 2040") and the Polish Programme for Nuclear Energy (PPK) should therefore be subject to a Strategic Environmental Assessment (SEA), also trans-boundary. Any restriction of public participation in the environmental authorisation process, as planned in the recently adopted "muzzle law", must be firmly rejected.

Regulatory requirements

OSGE (2023) only contains general descriptions of safety-relevant aspects of the BWRX-300 "Small Modular Nuclear Power Plant" project in Poland. For more detailed technical explanations, reference is made to the future stages of the project realisation. Nevertheless, certain requirements and hints can be derived already:

Reference is to be made to rules and guidelines of nuclear safety technology that represent the current state of safety and are applied in Europe in particular.

It is planned to deploy several BWRX-300 reactors/modules in the same facility; possible impacts and interactions must be worked out and assessed in terms of safety.

To demonstrate the practical elimination of accident sequences that lead to large early releases, OSGE (2023) states a general probabilistic value below 10^{-8} /year for the BWRX-300 reactor type. The estimates on which the probabilistic values are based on are not mentioned. In the opinion of the authors of this expert opinion, the probabilistic value can only contain probabilities of internal events that lead to large or early releases. Site-specific hazards (natural hazards and man-made hazards; e.g. earthquakes, floods, explosions, aircraft crashes) cannot be included, as their assessment is apparently not yet available or incomplete. The contribution of these hazards to the risk of early or large releases can only be determined on the basis of detailed hazard analyses and a probabilistic safety analysis (PSA).

Contrary to the approach chosen in OSGE (2023) it is not possible to argue the practical elimination of early and large releases by simply selecting the BWRX-300 reactor type³. The statement that "the probability of hypothetical accidents which could lead to large releases is below 10^{-8} per year for the BWRX-300 project" is not acceptable as proof of practical elimination.

The probabilistic parameters used to prove the practical elimination of accident releases must rely on higher quality data than the "estimated" basis given. The practical elimination of accident releases must be clearly demonstrated.

The relevant deterministic design basis should be presented in an overall concept.

The feasibility, reliability and effectiveness of innovative technical solutions, such as the use of systems with passive principles of action, must be demonstrated.

It must be shown that residual heat removal under accident conditions is possible for all plausible plant conditions for a period of 7 days.

If "commercially available" components are used, which may not have been designed in accordance with the rules and standards required for the nuclear sector, it must be ensured that the required elimination of accident releases is not jeopardised.

Spent fuel elements, radioactive waste and disposal proof

Spent fuel and radioactive waste have negative impacts on the environment. Therefore, an EIA for planned SMRs should also contain adequate explanations of the radioactive waste management from an environmental perspective. However, the scoping document submitted to date has not provided sufficient proof of the safe management of spent fuel and radioactive waste. Information on the type, site and timetable for the interim and final storage facilities required for both low- and intermediate-level waste and spent fuel should be submitted in the EIA documents.

Regarding the interim storage for spent fuel elements, a dry storage facility (cask type) should be favoured over a wet storage facility.

³ OSGE 2023, p. 80: "Since the probability of hypothetical failures that could lead to large releases is less than 10^{-8} /year for the SWRX-300 project, it is reasonable to consider this value as an argument of practical elimination."

Reactor type BWRX-300

OSGE emphasises that the BWRX-300 reactor type is already the 10th boiling water reactor (BWR) developed by General Electric (GE). However, the development history has not been a success story. The two most recent reactor types (SBWR and ESBWR) were never built, and only four reactors of the third-last reactor type (ABWR) were built in Japan, however, their operation has been suspended for more than ten years. It is also noteworthy that the BWRX-300 is the only Boiling Water Reactor (BWR) among the widely developed SMR concepts. This is also due to the fact, that worldwide the BWR concept was decided against due to safety considerations.

The most important design changes to the BWRX-300 compared to its predecessor models consist in reducing the complexity of the safety systems. It is obvious that the latest reactor developments, and the BWRX-300 in particular, focussed on reducing costs. However, decreasing the number of safety systems is not possible without reducing the safety level. At this point in time, it not possible to assess whether the authorities will accept these design changes in the approval process.

The BWRX-300 controls severe accidents with passive heat removal (by natural circulation) via the isolation condenser system (ICS) or the containment cooling system (PCS). A passive safety system may be unable to fulfil its intended function, as it is based on low-intensity phenomena and may be sensitive to environmental parameters or external influences. It should also be emphasised that the passive safety systems of the BWRX-300 have not yet been tested in operation. The question arises as to whether the passive systems are sufficiently reliable and whether the reduction of the active safety systems is adequately justified.

The key safety philosophy for nuclear power plants (NPPs), including the BWRX-300, is the Defense-in-Depth safety concept. This includes the independence of the safety levels, but this is not the case with the BWRX-300.

According to OSGE (2023), the BWRX-300 design is in the licensing phase in the USA and Canada. However, the filing of licence applications is not planned before 2024. In this respect, the Polish regulatory authority will have results from other countries at its disposal only to a limited extent.

Following the completion of the preliminary design reviews, the Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) announced that further developments are required in some technical areas. These include key issue such as the analysis of severe accidents and the procedures for shutting down the reactor. To sum up it should be noted that in terms of design and safety analysis a lot of work needs to be accomplished.

The granting of the licence in Canada cannot be taken for granted. It is doubtful whether the experience that might be available by then will already be implemented for the second plant of this new type for Poland. In addition, it must be taken into account that the Polish nuclear regulator (PAA) has no previous experience with the licensing of reactors. The future operator's lack of experience in the nuclear sector poses another challenge or problem for the operation of the BWRX-300 in Poland.

According to OSGE (2023), the main components of the BWRX-300 will be manufactured in specialised production facilities and delivered to the site as prefabricated components ready for assembly. Serial production will entail the risk of a standardised errors.

Site analysis and possible external hazards on the site

The available documents are not sufficient for a site analysis and assessment of potential hazards at the site. It is not clear whether the site was subjected to an assessment of natural hazards as required by WENRA (Association of Regulators of Western Europe). It also remains unclear whether all natural hazards and hazard combinations relevant to the site have been identified and analysed in detail.

Whether the site selection for the SMRs at Oświęcim was in line with the WENRA safety objectives for new reactors was not clarified. These safety objectives require the selection of a reactor site that is exposed to risks as low as possible or very low risks (safety objective O2, WENRA 2009). Also unclear: Was the site decision based on the aforementioned O2 targets or other criteria such as proximity to energy consumers, availability of a plot of land?

However, the authors of this expert opinion do not consider the selection of a site in a flood area that can be flooded to a level of several metres high in the event of dam or dyke breaches to be in line with WENRA's safety objective of risk minimisation.

It is recommended that the concept of practical elimination of early or large radioactive releases be consistently applied in the safety requirements for the planned BWRX-300 reactors. The practical elimination of accident sequences should be demonstrated using modern probabilistic and deterministic methods, taking full account of the relevant 2019 WENRA publication. To demonstrate practical elimination, extremely rare events with probabilities of occurrence of 10^{-7} /year or less should also be analysed and taken into account in the design of the reactors and the planning of protective measures.

Analyses of incidents and accidents

For Austria, the analyses of possible incidents and accidents at the planned BWRX-300 plant in Poland are an essential part of the transboundary EIA. The analyses include information on the initiating events, the safety requirements to be taken into account, PSA results including source terms and results of dispersion calculations. In addition, the necessary references to important internationally applicable safety standards (IAEA, WENRA, EU) should be documented.

Detailed consideration of all accidents which can take place in principle, regardless of their probability of occurrence, is of particular importance. The source terms to be used (covering) should be justified on the basis of existing accident analyses or PSA results for the reactor options under consideration. In any case, the analysis should contain a comprehensible justification for the source terms used.

The EIA report should contain the following information in order to enable a comprehensive assessment of whether Austria might be affected: Results of PSA investigations for all relevant plant options of the BWRX-300 concept; presentation of the project objectives defined in Poland (regarding values for CDF and LERF as well as maximum radiological doses); a comprehensible presentation of the dispersion calculations as well as the determination of radiological doses for incidents and accidents; and information on possible external impacts at the site.

Accidents involving third parties

Third parties' actions (terrorist attacks or acts of sabotage) can have significant impacts on nuclear facilities. In the current geopolitical situation, a targeted attack on nuclear facilities in Europe must be considered possible. The EIA scoping document does not discuss such events.

Polish regulations state that nuclear power plants must be protected against the impact of a large commercial aircraft. It is not known whether these requirements will also apply to the BWRX-300.

According to the Nuclear Threat Initiative (NTI) (2023), there are deficiencies in Poland with regard to requirements for protection against cyberattacks, safety culture and protection against sabotage by insiders.

Contrary to the manufacturer's claims, it is no more difficult to sabotage passive safety systems than active safety systems. The reduction of safety systems also makes successful sabotage easier. Although part of the reactor is below ground level (for cost reasons), the pools for the passive safety systems, which are crucial for heat removal and the prevention of severe accidents, are located above ground level. Also, the spent fuel pool is located above ground level. Possible sabotage is also made simpler by the factory production of components.

Even though for justified reasons of confidentiality, precautions against severe impacts by third parties cannot be discussed in detail in the EIA procedure, the relevant requirements should at least be presented to a certain extent. The population has a right (particularly in the current geopolitical situation) to know in principle what requirements exist to ensure protection against terrorist and military attacks. It is also

interesting to know whether different requirements apply to the BWRX-300 compared to the planned AP1000.

Military action against nuclear facilities, such as the Russian attacks on Ukrainian nuclear power plants, pose an additional threat.

Possible trans-boundary impacts

In the framework of the EIA for the SMR, severe Beyond Design Basis Accidents should be calculated to be able to examine possible significant effects on Austria. It would be desirable to have calculation results that allow a comparison both with the Austrian intervention measures and with agricultural protection measures.

STRESZCZENIE

Małe reaktory modułowe (SMR) są postrzegane przez przemysł jądrowy jako reaktory kolejnej generacji. Oczekuje się, że będą one tańsze i bezpieczniejsze oraz odegrają ważną rolę w walce ze zmianami klimatu. Jednak na całym świecie nie zbudowano jeszcze ani jednego takiego reaktora. Jest zatem wysoce wątpliwe, czy uda się zrealizować reaktory o propagowanych zaletach. Zaledwie kilka tygodni temu przewidywanie braku osiągnięcia rentowności finansowej doprowadziło do anulowania pierwszego przedsięwzięcia inwestycyjnego w SMR-y planowanego w Idaho w USA jeszcze przed rozpoczęciem budowy elektrowni. Pomysł budowy tysięcy reaktorów jądrowych w przyszłości, w niektórych przypadkach w pobliżu obszarów mieszkalnych, budzi poważne obawy dotyczące bezpieczeństwa. Potencjalny wkład SMR-ów w ochronę klimatu jest również niepewny i powinien zostać przeanalizowany w ramach oceny oddziaływania na środowisko. Pomimo tych wszystkich niepewności, kilka krajów europejskich, w tym Polska, prowadzi obecnie przygotowania do wdrożenia tej niedopracowanej i kosztownej technologii.

Wprowadzenie do procedury OOŚ dla SMR-ów w Polsce

Pierwsze w UE procedury oceny oddziaływania na środowisko (OOŚ) dla SMR rozpoczęły się w Polsce jesienią 2023 roku. Do listopada 2023 r. prowadzone były trzy procedury OOŚ. Jak dotąd tylko jedna z nich została notyfikowana wobec Austrii i Czech. Procedura ta dotyczy budowy i eksploatacji maksymalnie czterech SMR-ów w technologii BWRX-300 o łącznej mocy do 1300 MWe w lokalizacji Stawy Monowskie w gminie Miasto Oświęcim. Wnioskodawcą jest podmiot pn. „BWRX-300 Stawy Monowskie Sp. z o.o.”, którego 100 procent udziałów należy do „Orlen Synthos Green Energy sp. z o.o.” (OSGE) z siedzibą w Warszawie.

Obecna procedura OOŚ dla planowanego przedsięwzięcia jest na etapie ustalania zakresu raportu OOŚ (*scopingu*). Społeczeństwa ani w Polsce, ani w Austrii nie mogą zgłaszać uwag na tym etapie procedury, podczas gdy społeczeństwo w Czechach ma taką możliwość; może to naruszać Konwencję z Espoo.

W Polsce planowany jest duży program budowy SMR-ów. Przyjęcie Polityki Energetycznej Polski (PEP2040) oraz Programu Polskiej Energetyki Jądrowej (PPEJ) powinno zatem podlegać strategicznej ocenie oddziaływania na środowisko (SOOŚ), również w kontekście transgranicznym. Wszelkie próby ograniczania udziału społeczeństwa w procesie wydawania pozwoleń środowiskowych, ograniczania podobnego do niedawno przyjętej „ustawy kagańcowej”, muszą zostać stanowczo zarzucone.

Wymagania regulacyjne

OSGE (2023) zawiera jedynie ogólne opisy istotnych dla bezpieczeństwa aspektów przedsięwzięcia „Małej Modułowej Elektrowni Jądrowej” wykorzystującej technologię BWRX-300 mającej powstać w Polsce. Bardziej szczegółowe wyjaśnienia techniczne znajdują się na kolejnych etapach realizacji projektu. Niemniej jednak pewne wymagania i wskazówki można wyciągnąć już teraz:

Należy odnieść się do zasad i wytycznych w zakresie technologii bezpieczeństwa jądrowego, które reprezentują obecne podejście do zapewniania bezpieczeństwa i które stosowane są w szczególności w Europie.

Planowana jest realizacja kilku reaktorów / modułów BWRX-300 w ramach tego samego obiektu; zidentyfikowane muszą zostać możliwe oddziaływania i interakcje, a następnie ocenione pod kątem bezpieczeństwa.

Aby zademonstrować praktyczną eliminację sekwencji awarii, które prowadzą do dużych wczesnych uwolnień, OSGE (2023) podaje ogólną wartość probabilistyczną poniżej 10^{-8} /rok dla typu reaktora BWRX-300. Szacunki, na których opierają się wartości probabilistyczne, nie zostały wymienione. Zdaniem autorów niniejszej ekspertyzy wartość probabilistyczna może zawierać jedynie prawdopodobieństwa zdarzeń wewnętrznych, które prowadzą do dużych lub wczesnych uwolnień. Zagrożenia specyficzne dla danego miejsca (zagrożenia naturalne i zagrożenia spowodowane przez człowieka; np. trzęsienia ziemi, powodzie, wybuchy, uderzenia samolotów) nie mogą zostać uwzględnione, ponieważ ich ocena jest najwyraźniej jeszcze niedostępna lub niekompletna. Udział tych zagrożeń w ryzyku wczesnych lub dużych uwolnień można określić jedynie na podstawie szczegółowych analiz zagrożeń i probabilistycznej analizy bezpieczeństwa (PSA).

W przeciwieństwie do podejścia wybranego w OSGE (2023) nie jest możliwe praktyczne wyeliminowanie wczesnych i dużych uwolnień poprzez po prostu wybór typu reaktora BWRX-300⁴. Stwierdzenie, że „prawdopodobieństwo hipotetycznych wypadków, które mogłyby prowadzić do dużych uwolnień, wynosi poniżej 10^{-8} rocznie dla projektu BWR-300” jest nie do przyjęcia jako dowód praktycznej eliminacji.

Parametry probabilistyczne wykorzystywane do udowodnienia praktycznej eliminacji uwolnień w warunkach awarii muszą opierać się na danych wyższej jakości niż podana „oszacowana” podstawa. Praktyczna eliminacja uwolnień awaryjnych musi być wyraźnie wykazana.

Odnosne parametry deterministyczne dla oceny bezpieczeństwa podstawy projektowej powinny być przedstawione w ramach ogólnej koncepcji.

Należy wykazać wykonalność, niezawodność i skuteczność innowacyjnych rozwiązań technicznych, takich jak zastosowanie systemów z pasywnymi zasadami działania.

Należy wykazać, że usuwanie ciepła powyłączeniowego w warunkach awarii jest możliwe przez okres 7 dni dla wszystkich prawdopodobnych stanów obiektu.

W przypadku zastosowania „komercyjnie dostępnych” komponentów, które mogły nie zostać zaprojektowane zgodnie z zasadami i normami wymaganymi dla sektora jądrowego, należy zapewnić, że wymagana eliminacja uwolnień w warunkach awaryjnych nie będzie zaniechana.

⁴ OSGE 2023, s. 80: „Ponieważ prawdopodobieństwo hipotetycznej awarii, która mogłaby prowadzić do dużych uwolnień wynosi poniżej 10^{-8} / rok dla projektu reaktora BWRX-300, rozsądnym jest uznanie tej wartości jako argumentu stwierdzenia praktycznej eliminacji.”

Wypalone paliwo jądrowe, odpady promieniotwórcze i udowodnienie możliwości wdrożenia ich ostatecznego składowania

Wypalone paliwo jądrowe i odpady promieniotwórcze mają negatywny wpływ na środowisko. Dlatego też OOŚ dla planowanych SMR-ów powinna również zawierać adekwatne wyjaśnienia dotyczące postępowania z odpadami promieniotwórczymi z perspektywy ochrony środowiska. Jednak przedłożony do tej pory dokument *scopingowy* nie dostarcza wystarczających dowodów na bezpieczne postępowanie z wypalonym paliwem jądrowym i odpadami promieniotwórczymi. Informacje na temat rodzaju, lokalizacji i harmonogramu tymczasowych i ostatecznych przechowalników wymaganych zarówno dla odpadów nisko- i średnioaktywnych, jak i wypalonego paliwa jądrowego powinny zostać przedstawione w dokumentacji OOŚ.

Jeśli chodzi o tymczasowe przechowywanie wypalonego paliwa jądrowego, należy preferować przechowalniki suche (typu *cas*) nad przechowalniki mokre.

Typ reaktora BWRX-300

OSGE podkreśla, że projekt reaktora BWRX-300 jest już dziesiątym reaktorem wodnym wrzącym (BWR) opracowanym przez General Electric (GE). Jednakże historia jego rozwoju nie jest opowieścią o sukcesie. Dwa najnowsze typy reaktorów (SBWR i ESBWR) nigdy nie zostały zbudowane, a tylko cztery bloki z reaktorami trzeciego najnowszego w kolejności typu (ABWR) zostały zbudowane w Japonii, jednak ich eksploatacja jest zawieszona od ponad dziesięciu lat. Warto również zauważyć, że BWRX-300 jest jedynym reaktorem typu BWR wśród szeroko rozwijanych koncepcji SMR-ów. Wynika to również z faktu, że na całym świecie koncepcja BWR została zazona ze względów bezpieczeństwa.

Najważniejsze zmiany konstrukcyjne BWRX-300 w porównaniu z poprzednimi modelami polegają na zmniejszeniu złożoności systemów bezpieczeństwa. Oczywiście jest, że najnowsze projekty reaktorów, a w szczególności BWRX-300, koncentrowały się na redukcji kosztów. Zmniejszenie liczby systemów bezpieczeństwa nie jest jednak możliwe bez obniżenia poziomu bezpieczeństwa. W tym momencie nie można ocenić, czy organy dozоровe zaakceptują te zmiany projektowe w procesie licencjonowania.

BWRX-300 kontroluje poważne awarie przy pomocy pasywnego usuwania ciepła (poprzez naturalną cyrkulację) za pośrednictwem systemu skraplacza izolacyjnego (ICS) lub systemu chłodzenia obudowy (PCS). Pasywny system bezpieczeństwa może nie być w stanie spełnić swojej zamierzonej funkcji, ponieważ opiera się na zjawiskach o niskiej intensywności i może być wrażliwy na parametry środowiskowe lub czynniki zewnętrzne. Należy również podkreślić, że pasywne systemy bezpieczeństwa BWRX-300 nie zostały jeszcze przetestowane w działaniu. Powstaje pytanie, czy systemy pasywne są wystarczająco niezawodne i czy ograniczenie aktywnych systemów bezpieczeństwa jest odpowiednio uzasadnione.

Kluczową filozofią bezpieczeństwa elektrowni jądrowych, w tym BWRX-300, jest koncepcja ochrony wgłęb (DiD). Obejmuje ona niezależność poziomów bezpieczeństwa, ale w przypadku BWRX-300 tak nie jest.

Według OSGE (2023) projekt BWRX-300 znajduje się w fazie licencjonowania w USA i Kanadzie. Złożenie wniosków licencyjnych nie jest jednak planowane przed 2024 rokiem. Pod tym względem polski dozór jądrowy będzie miał do dyspozycji wyniki z innych krajów tylko w ograniczonym zakresie.

Po zakończeniu wstępnych przeglądów projektu reaktora kanadyjski dozór jądrowy (*Canadian Nuclear Safety Commission*) ogłosił, że w niektórych obszarach technicznych konieczne są dalsze prace. Dotyczy to kluczowych kwestii, takich jak analizy poważnych awarii i procedury wyłączania reaktora. Podsumowując, należy wskazać, że w zakresie projektu i analiz bezpieczeństwa należy wykonać nadal wiele pracy.

Przyznanie licencji w Kanadzie nie może być uznawane za pewnik. Wątpliwe jest, czy doświadczenia, które mogą być dostępne do tego czasu, zostaną już wdrożone w drugiej elektrowni tego nowego typu w Polsce. Ponadto należy wziąć pod uwagę, że polski dozór jądrowy (PAA) nie ma uprzedniego doświadczenia w licencjonowaniu reaktorów. Brak doświadczenia przyszłego operatora nabytego w sektorze jądrowym stanowi kolejne wyzwanie lub problem dla eksploatacji BWRX-300 w Polsce.

Według OSGE (2023) główne komponenty reaktora BWRX-300 będą produkowane w wyspecjalizowanych fabrykach i dostarczane na miejsce jako prefabrykaty gotowe do montażu. Produkcja seryjna pociągnie za sobą ryzyko jednolitych błędów.

Analiza lokalizacyjna i możliwe zagrożenia zewnętrzne dla elektrowni

Dostępne dokumenty nie są wystarczające do analiz lokalizacyjnych i oceny potencjalnych zagrożeń. Nie jest jasne, czy teren został poddany ocenie zagrożeń związanych ze zjawiskami naturalnymi zgodnie z wymogami WENRA (Stowarzyszenie Dozorów Jądrowych Europy Zachodniej). Nie jest również jasne, czy wszystkie zagrożenia zjawisk naturalnych i kombinacje zagrożeń istotne dla lokalizacji zostały zidentyfikowane i szczegółowo przeanalizowane.

Nie wyjaśniono, czy wybór lokalizacji dla elektrowni opartej na SMR-ach w regionie Oświęcimia był zgodny z celami bezpieczeństwa WENRA dla nowych reaktorów. Te cele bezpieczeństwa wymagają wyboru lokalizacji reaktora, która jest narażona na możliwie jak najniższe lub bardzo niskie ryzyko (Cel bezpieczeństwa O2, WENRA 2009). Niejasne jest również to, czy decyzja o lokalizacji reaktora została podjęta w oparciu o wspomniane cele O2, czy też inne kryteria, takie jak bliskość odbiorców energii, czy też dostępność gruntu pod inwestycję?

Jednakże autorzy niniejszej ekspertyzy nie uważają, aby wybór lokalizacji na obszarze zalewowym, który może zostać zalany do poziomu kilku metrów wysokości w przypadku przerwania tamy lub wału przeciwpowodziowego, był zgodny z celem bezpieczeństwa WENRA dotyczącym minimalizacji ryzyka.

Rekomenduje się, aby koncepcja praktycznej eliminacji wczesnych lub dużych uwolnień była konsekwentnie stosowana w wymaganiach bezpieczeństwa dla planowanych reaktorów BWRX-300. Praktyczna eliminacja sekwencji awarii powinna być wykazana przy użyciu nowoczesnych metod probabilistycznych i deterministycznych, z pełnym uwzględnieniem odnośnych publikacji WENRA z 2019 roku. W celu wykazania praktycznej eliminacji skrajnie rzadkie zdarzenia o

wartościach prawdopodobieństwa rzędu 10^{-7} / rok lub niższymi powinny być również przeanalizowane i uwzględnione w projekcie reaktorów oraz przy planowaniu środków zabezpieczających,

Analizy incydentów i awarii

Dla Austrii analizy możliwych incydentów i awarii w planowanej obecnie elektrowni z reaktorami BWRX-300 w Polsce są zasadniczą częścią transgranicznej OOS. Analizy zawierają informacje o zdarzeniach inicjujących, wymagania bezpieczeństwa, wyniki analiz PSA, w tym składy uwolnień radioizotopowych i wyniki obliczeń dotyczących rozprzestrzeniania się radionuklidów. Ponadto udokumentowane powinny być potrzebne odwołania do ważnych, mających międzynarodowe zastosowanie standardów bezpieczeństwa (IAEA, WENRA, EU).

Szczególne znaczenie ma podjęcie drobiazgowego rozpatrzenia wszystkich awarii, jakie mogą zasadniczo zaistnieć, niezależnie od prawdopodobieństwa ich wystąpienia. Składy uwolnień, jakie mają być wykorzystane (objęte analizą), powinny być uzasadnione na podstawie istniejących analiz awarii lub wyników obliczeń PSA dla opcji reaktorów rozważanych. W każdym przypadku analiza powinna zawierać zrozumiałe uzasadnienie dla uwzględnionych składów uwolnień.

Raport OOS powinien zawierać następujące informacje w celu umożliwienia wszechstronnej oceny ryzyka objęcia Austrii oddziaływaniem: wyniki badań PSA dla wszystkich odnośnych opcji stanu elektrowni opartej o koncepcję reaktora BWRX-300; przedstawienie celów bezpieczeństwa określonych dla projektu w Polsce (dotyczących wartości CDF i LERF, a także maksymalnych dawek promieniowania); wszechstronne przedstawienie obliczeń rozprzestrzeniania się radionuklidów, a także ustalenie dawek promieniowania dla incydentów i awarii; oraz informację o możliwych zewnętrznych oddziaływaniach na elektrownię.

Wypadki z udziałem stron trzecich

Działania stron trzecich (ataki terrorystyczne lub akty sabotażu) mogą mieć znaczący wpływ na obiekty jądrowe. W obecnej sytuacji geopolitycznej ukierunkowany atak na obiekty jądrowe w Europie należy uznać za możliwy. Dokument OOS nie omawia takich zdarzeń.

Polskie przepisy stanowią, że elektrownie jądrowe muszą być chronione przed uderzeniem dużego samolotu komercyjnego. Nie wiadomo, czy wymagania te będą miały również zastosowanie względem BWRX-300.

Według Nuclear Threat Initiative (NTI) (2023) w Polsce występują braki w zakresie wymagań dotyczących ochrony przed cyberatakami, kultury bezpieczeństwa i ochrony przed sabotażem ze strony *insiderów* (pracowników obiektów).

Wbrew twierdzeniom producenta reaktora sabotaż pasywnych systemów bezpieczeństwa nie jest trudniejszy niż aktywnych systemów bezpieczeństwa. Redukcja systemów bezpieczeństwa również ułatwia udany sabotaż. Chociaż część reaktora znajduje się poniżej poziomu gruntu (ze względu na koszty), baseny pasywnych systemów bezpieczeństwa, które mają kluczowe znaczenie dla

odprowadzania ciepła i zapobiegania poważnym wypadkom, znajdują się powyżej poziomu gruntu.

Również basen na wypalone paliwo znajduje się powyżej poziomu gruntu. Ewentualny sabotaż jest również łatwiejszy dzięki fabrycznej produkcji komponentów.

Nawet jeśli z uzasadnionych względów poufności środki ostrożności przed działaniami o poważnych skutkach podejmowanymi przez strony trzecie nie mogą być szczegółowo omawiane w procedurze OOŚ, odpowiednie wymagania powinny być przynajmniej przedstawione w pewnym zakresie. Ludność zasadniczo ma prawo (szczególnie w obecnej sytuacji geopolitycznej) wiedzieć, jakie wymagania istnieją w celu zapewnienia ochrony przed atakami terrorystycznymi i wojskowymi. Interesujące również byłoby dowiedzieć się, czy wymagania mające zastosowanie do BWRX-300 różnią się od wymagań względem planowanych reaktorów AP1000.

Dodatkowym zagrożeniem są działania wojskowe przeciwko obiektom jądrowym, takie jak rosyjskie ataki na ukraińskie elektrownie jądrowe.

Możliwe oddziaływania transgraniczne

W ramach OOŚ dla SMR-ów należy przeprowadzić obliczenia dla poważnych awarii wykraczających poza założenia projektowe (BDBA), aby móc zbadać możliwe znaczące skutki dla Austrii. Pożądane byłoby uzyskanie wyników obliczeń umożliwiających odniesienie ich do przewidzianych w Austrii środków interwencyjnych oraz środków ochrony rolnictwa przed skutkami awarii.

VORWORT DER WUA

Die Wiener Umwelthanwaltschaft ist sehr stolz diesen Report über die ersten Umweltverträglichkeitsprüfungsverfahren (UVP) für geplante Small Modular Reactors (SMR) in Polen präsentieren zu können. Gegenwärtig werden SMR in Medienkampagnen als Heilbringer gepriesen und ein massiver Ausbau in Aussicht gestellt. Allerdings ist die Idee eines SMRs keineswegs eine Neue und nach wie vor mit vielen Herausforderungen behaftet. Allgemein ist in den letzten Jahrzehnten die globale Kapazität an Atomenergie nahezu konstant geblieben, bzw. sogar marginal gesunken, weshalb aktuell nicht von einem Boom gesprochen werden kann.

Dieser Report analysiert das Vorhaben Polens bis zu vier SMR am Standort Stawy Monowskie zu errichten. Dabei werden ganzheitlich, mögliche Umwelteinwirkungen überprüft. Da hier im gesamten eine Leistung von 1300 MW entstehen soll, ist von einem sehr hohen Gefahrenpotenzial für die Region auszugehen.

Besonders bedenklich ist des Weiteren, dass dieser Typ von Reaktor noch nie errichtet wurde und Polen, als Nicht-Nuklearstaat, nicht über die entsprechenden Erfahrungen verfügt, mit so einem Projekt umzugehen.

In den USA, welches wesentlich mehr technisches und finanzielles Kapital als Polen in diesem Bereich aufweist, wurde unlängst ein vergleichbares Projekt gestoppt, weil es aus wirtschaftlicher Sicht nicht durchführbar war. Daher ist die frühzeitige Beendigung der polnischen SMR-Vorhaben die einzig vernünftige Maßnahme.

Raphael Zimmerl
Wiener Umwelthanwaltschaft

1 EINLEITUNG UND UVP-VERFAHREN FÜR SMR IN POLEN

1.1 Einleitung

Der Begriff kleine modulare Reaktoren bzw. Small Modular Reactors (SMR) umfasst eine Vielzahl möglicher Reaktortechnologien, meist mit einer Leistung bis zu 300 Megawatt elektrisch (MWe) (siehe dazu Kap. 4).

Im Herbst 2023 starteten in der EU die ersten Umweltverträglichkeitsprüfungsverfahren (UVP) für SMR in Polen. UVPs sind ein notwendiger Schritt, um eine Umweltgenehmigung zu erhalten. Die Umweltgenehmigung steht zu Beginn des Verfahrens der Genehmigung eines neuen Kernkraftwerks (KKW), sei es „groß“ oder „klein“. Die weiteren Verfahrensschritte umfassen die Genehmigungen von Standort, Bau und Betrieb. Eine generische Zulassung bestimmter Reaktormodelle ist ebenfalls notwendig.

Mit Stand Mitte November 2023 laufen drei UVP-Verfahren zu SMR in Polen⁵. In Österreich und Tschechien ist bislang nur eines davon notifiziert worden, in Deutschland wurden alle drei notifiziert. Das in Österreich notifizierte Verfahren betrifft den Bau und den Betrieb eines Kernkraftwerks (KKW) am Standort Stawy Monowskie in der Gemeinde Oświęcim. Das KKW-Projekt umfasst den Bau und den Betrieb von bis zu vier SMR mit BWRX-300-Technologie und einer Gesamtleistung von bis zu 1.300 MWe (Megawatt elektrisch). Der Antragsteller ist der Bauträger BWRX-300 Stawy Monowskie Sp. z o.o., deren Anteile zu 100 % von der Orlen Synthos Green Energy sp. z o.o. (OSGE) mit Sitz in Warschau gehalten werden.

Für dieses Scopingverfahren wurde das sogenannte Projektinformationsblatt erstellt. Die tschechische Übersetzung ist unter folgendem Link öffentlich einsehbar: https://portal.cenia.cz/eiasea/detail/EIA_MZP066M?lang=cs (gesehen 2023-11-26).

1.2 Diskussion und Bewertung

UVP-Verfahren in der EU unterliegen jeweils dem nationalen UVP-Recht, der UVP-Richtlinie 2014/52/EU und für die grenzüberschreitenden Aspekte der Espoo-Konvention (ESPOO-KONVENTION 1991). Weiters gilt die Aarhus-Konvention (AARHUS-KONVENTION 1998).

Das erste der derzeit laufenden polnischen SMR-UVP-Verfahren (bis zu vier SMR vom Typ BWRX-300 bis zu 1.300 MWe am Standort Stawy Monowskie in der Gemeinde Oświęcim) wirft eine Reihe von Fragen auf, die die Beteiligung der Öffentlichkeit betreffen. Der derzeit (Herbst 2023) ablaufende Verfahrensschritt ist das Scoping, in dem der Rahmen für den in der nächsten Stufe zu erstellenden UVP-Bericht

⁵ <https://osge.com/trzy-postepowania-srodowiskowe-w-toku/>, gesehen 2023-11-26

festgelegt wird. In Polen ist es für die Öffentlichkeit nicht möglich, eine formale Stellungnahme zu diesem Scopingverfahren abzugeben. Auch in Österreich ist dies nicht möglich, in Tschechien hingegen schon – hier wird eine 30-Tage-Frist gewährt. **Dies scheint nicht in Übereinstimmung mit der Espoo-Konvention zu stehen**, da die Öffentlichkeit im vom Projekt betroffenen Land die gleichen Möglichkeiten erhalten soll wie die Öffentlichkeit im Land, in dem das Projekt durchgeführt wird. (ESPOO-KONVENTION 1991, Art. 2(6))

Im April 2023 beantragte die OSGE beim Ministerium für Klima und Umwelt sechs Grundsatzbeschlüsse (decisions-in-principle) für die Errichtung von BWRX-300 SMRs an sechs Standorten⁶. Diese Standorte sind Ostrołęka, Włocławek, Stawy Monowskie (Oświęcim), Dąbrowa Górnicza, Kraków-Nowa Huta und die Tarnobrzeg Special Economic Zone (Tarnobrzeg und Stalowa Wola). An einer anderen Stelle auf der Website des OSGE ist sogar von sieben Standorten die Rede, zusätzlich zu den oben genannten wird auch das Gebiet um Warschau angeführt⁷. Der Grundsatzentscheid ist mit Stand 26.11.2023 noch nicht erteilt worden.

Im Juli 2023 erhielt eine weitere Firma vom Ministerium für Klima und Umwelt einen Grundsatzbeschluss für den Bau eines SMR in Polen, und zwar die Firma KGHM Polska MiedzKGHM, die Metallabbau betreibt (v.a. Kupfer und Silberminen). Der vorgesehene Reaktortyp ist ein VOYGR SMR der US-Firma NuScale mit einer Gesamtleistung von 462 MWe, bestehend aus sechs 77 MWe Modulen. Im Januar 2023 hatte NuScale bei der US NRC einen Antrag auf Genehmigung dieser 77 MWe-Module eingereicht, dessen Genehmigung 2024 erwartet worden war. (NEI 2023⁸) Allerdings erfolgte im November 2023 der Rückzug von NuScale aus diesem SMR-Projekt. Eine massive Kostenerhöhung und unzureichende Abnahmeerwartungen dürften den Ausschlag gegeben haben.⁹

Es handelt sich offenbar um ein **umfangreiches SMR-Programm, das in Polen durchgeführt werden soll**. Solche Programme sind als Bestandteil der staatlichen Energiepolitik und des polnischen Kernenergieprogramms einer Strategischen Umweltprüfung (SUP) entsprechend der SUP-Richtlinie der EU 2001/42/EG zu unterziehen. **Bislang wurde jedoch keine SUP zu einem Programm, das die Errichtung von SMR beinhaltet, angekündigt oder durchgeführt:** Die letzte Adaptierung der Polnischen Energiepolitik („PEP 2040“) wurde 2020 einer SUP unterzogen. Österreich hatte sich daran beteiligt¹⁰ und im Zuge dessen auch Interesse an der Beteiligung an der ebenfalls für 2020 vorgesehenen Neufassung des Polnischen Programms für die Kernenergie (PPK) bekundet (Polen hat jedoch keine Beteiligungsmöglichkeit für Ös-

⁶ <https://osge.com/en/six-applications-for-decision-in-principle-submitted/>, gesehen 2023-11-26

⁷ <https://osge.com/en/osge-starts-the-environmental-proceedings/>, gesehen 2023-11-26

⁸ <https://www.neimagazine.com/news/newspostive-decision-in-principle-for-polish-smr-plan-11014846>, gesehen 2023-11-26

⁹ <https://www.wiwo.de/technologie/forschung/nuscale-gescheitert-tiefschlag-fuer-die-nuklearindustrie/29499704.html>, gesehen 2023-11-26

¹⁰ <https://www.umweltbundesamt.at/polen-energie2040>

terreich vorgesehen). Im PEP 2040 sind Pläne für sechs KKW erwähnt, ebenso für einen Hochtemperaturreaktor. SMR waren jedoch kein Thema im PEP 2040. Die Neufassung des PPK von 2020¹¹ steht möglichen SMR sogar recht kritisch gegenüber:

“The technical characteristics of SMRs shows that they do not surpass large reactors in any way, and in some areas are much inferior, e.g. in terms of thermodynamic efficiency, which means generating a greater amount of radioactive waste per megawatt-hour of produced electricity. “Modularity” of the NPP with SMRs also means that the entire technological part of the power plant would be produced and assembled at the facilities of the designer and only a few companies strongly associated with it. In this case, the participation of local companies in the construction, operation and repair of the NPP will be very limited, [...]”

Es wäre jedenfalls wünschenswert, wenn die entsprechenden Neufassungen des PEP und des PPK einer SUP, auch grenzüberschreitend, unterzogen würden.

Bezüglich der Beteiligung an zukünftigen polnischen SMR-Plänen gibt es noch ein weiteres Problem, das hier erwähnt werden sollte. Im Juli 2023 wurde in Polen ein Gesetz beschlossen, das in der Öffentlichkeit **„Maulkorbgesetz“** (lex muzzle oder lex knebel¹²) genannt wird. Darin werden Beteiligungsrechte der Öffentlichkeit u.a. für Atomprojekte drastisch eingeschränkt, indem diese nur noch eine eingeschränkte Umweltgenehmigung benötigen sollen.¹³¹⁴ Polnische NGOs planen eine Beeinspruchung des Gesetzes.

In einer UVP ist die **Diskussion von Alternativen** vorgeschrieben. Gerade vor dem Hintergrund, dass der Beitrag neuer KKW zum Klimaschutz sehr umstritten ist, wäre eine Bewertung nicht nur einzelner SMR-Projekte, sondern des gesamten SMR-Programms aus Umweltsicht notwendig. Die Argumente gegen KKW führen an, dass sie aufgrund der derzeitigen Erfahrungen mit Bauverzögerungen erst viel zu spät zum Einsatz kommen könnten, um einen wesentlichen Beitrag zum Einsparen von Treibhausgasen leisten zu können. Das gilt genauso für SMR, deren Technologie noch unausgereift ist. Das Ziel von OSGE, einen ersten SMR vor 2030 in Betrieb zu haben¹⁵, erscheint höchst unrealistisch. Neubauten von KKW sind von massiven Kostenexplosionen gekennzeichnet; gerade bei SMR, von denen es bislang noch keine

¹¹ <https://www.gov.pl/attachment/4cddd10a-5e8b-414d-bb95-670f6507d73e>

¹² Ustawa z dnia 13 lipca 2023 r. o zmianie ustawy o udostępnianiu informacji o środowisku i jego ochronie, udziale społeczeństwa w ochronie środowiska oraz o ocenach oddziaływania na środowisko oraz niektórych innych ustaw (Gesetz vom 13. Juli 2023 zur Änderung des Gesetzes über die Bereitstellung von Informationen über die Umwelt und ihren Schutz, die Beteiligung der Öffentlichkeit am Umweltschutz und an Umweltverträglichkeitsprüfungen sowie einiger anderer Gesetze), <https://isap.sejm.gov.pl/isap.nsf/DocDetails.xsp?id=WDU20230001890>

¹³ <https://cms-lawnow.com/en/ealerts/2023/06/poland-simplifies-investment-process-in-nuclear-gas-and-petroleum-sectors>, gesehen 2023-11-26

¹⁴ <https://www.prawo.pl/biznes/lex-knebel-koniec-prac-sejmu,522441.html>

¹⁵ <https://osge.com/en/bwrx-300-2/>, gesehen 2023-11-26

funktionierenden Referenzanlagen gibt, ist die Frage der Wirtschaftlichkeit und Finanzierung völlig offen. Unfallrisiken und die vielen offenen Fragen bei der Entsorgung der nuklearen Abfälle tragen auch nicht dazu bei, die Nachhaltigkeit der Kernenergie zu fördern.

Im Scoping-Bericht der ersten SMR-UVP werden jedoch nur technologische Alternativen besprochen, und die Anzahl der möglichen Reaktorblöcke.

1.3 Schlussfolgerungen und Forderungen

Das derzeit laufende UVP-Verfahren zu polnischen SMR befindet sich im Scoping-Stadium. Weder die polnische noch die österreichische Öffentlichkeit können in dieser Verfahrensstufe Kommentare einreichen, während die tschechische Öffentlichkeit dies schon darf. Dies scheint nicht in Übereinstimmung mit der Espoo-Konvention zu stehen.

In Polen ist ein umfangreiches SMR-Programm geplant, wie aus den derzeit beantragten Grundsatzentscheidungen, gestarteten UVPs und generellen Plänen von Projektträgern hervorgeht. Allein die Firma OSGE hat bereits sieben Standorte für SMR-Projekte vorgesehen. Ein solches Programm muss einer Umweltprüfung unterzogen werden. Die Adaptierungen der Polnischen Energiepolitik („PEP 2040“) und des Polnischen Programms für die Kernenergie (PPK) sollten daher einer Strategischen Umweltprüfung (SUP) unterzogen werden, dies auch grenzüberschreitend. Da Beteiligung möglichst frühzeitig erfolgen soll, wenn noch alle Optionen offen sind, wären diese SUPs vor den entsprechenden Projekt-UVPs durchzuführen. Eine jegliche Einschränkung der Beteiligung der Öffentlichkeit im Rahmen der Umweltgenehmigung, wie sie im kürzlich erlassenen „Maulkorbgesetz“ vorgesehen ist, ist entschieden abzulehnen.

Der mögliche Beitrag von SMR zum Klimaschutz ist fraglich und sollte jedenfalls im Rahmen einer Umweltverträglichkeitsprüfung untersucht werden.

Forderungen:

- Auch im Scoping-Verfahrensschritt einer UVP zu SMR sollte die Öffentlichkeit im betreffenden Land, aber auch grenzüberschreitend, die Möglichkeit erhalten, Kommentare abzugeben. Genehmigungsverfahren für SMR sind sozusagen first-of-a-kind, daher ist Öffentlichkeitsbeteiligung von Beginn an hier besonders relevant.
- Das polnische SMR-Programm sollte vor dem Start einzelner SMR-Projekte einer Strategischen Umweltprüfung unterzogen werden, um seine gesamten Umweltauswirkungen abschätzen zu können. In diesem Rahmen sollten auch Alternativen zum SMR-Programm untersucht werden.

2 REGULATORISCHE ANFORDERUNGEN

2.1 Einleitung

Seitens der IAEA ist gefordert, dass über die gesamte Betriebsdauer eines KKW ein Höchstmaß an Sicherheit, das vernünftigerweise erreichbar ist, praktiziert wird (IAEA 2006, dort Sicherheitsprinzip 5).

In der Vienna Declaration on Nuclear Safety (IAEA 2015) ist das zu erreichende Schutzniveau für neue Reaktoren beschrieben: *“New nuclear power plants are to be designed, sited, and constructed, consistent with the objective of preventing accidents in the commissioning and operation and, should an accident occur, mitigating possible releases of radionuclides causing long-term off site contamination and avoiding early radioactive releases or radioactive releases large enough to require long-term protective measures and actions.”*

Im internationalen Rahmen sind von der IAEA die „IAEA Safety Standard Series“ entwickelt worden, die insbesondere nach dem Unfall im japanischen KKW Fukushima einer intensiven Überprüfung und Fortschreibung unterzogen wurden. Die „IAEA Safety Standard Series“ sind als Empfehlungen zu Anforderungen an die Sicherheit von KKW an die IAEA-Mitgliedstaaten anzusehen und stellen den internationalen Konsens zu Anforderungen an die Sicherheit von KKW dar.

Zur Gewährleistung des Schutzniveaus unter Berücksichtigung der Entwicklung von Sicherheitsanforderungen heißt es in den Safety Requirements SSR 2/1 (Rev. 1) (IAEA 2016) in 1.1: *“Requirements for nuclear safety are intended to ensure “the highest standards of safety that can reasonably be achieved” for the protection of workers, the public and the environment from harmful effects of ionizing radiation that could arise from nuclear power plants and other nuclear facilities. It is recognized that technology and scientific knowledge advance, and that nuclear safety and the adequacy of protection against radiation risks need to be considered in the context of the present state of knowledge.”*

Aktuelle Analysen haben gezeigt, dass die grundlegenden Anforderungen der Safety Requirements SSR 2/1 (Rev. 1) (IAEA 2016) zur Sicherheitsbewertung der Leichtwasser-SMR (LW-SMR) anwendbar sind (IAEA 2020).

Das grundlegende, und somit als Sicherheitsmaßstab dienende Sicherheitsziel lautet gemäß EU-Sicherheitsdirektive (EU 2014, dort Artikel 8a):

„Die Mitgliedstaaten stellen sicher, dass der nationale Rahmen für die nukleare Sicherheit vorschreibt, 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 und Folgendes zu vermeiden:

- a) *frühe Freisetzungen von radioaktivem Material, die anlagenexterne Notfallschutzmaßnahmen erfordern würden, für deren Umsetzung nicht ausreichend Zeit zur Verfügung steht;*

b) *große Freisetzungen von radioaktivem Material, die Schutzmaßnahmen erfordern würden, die weder örtlich noch zeitlich begrenzt werden könnten.*“

Im europäischen Rahmen sind von WENRA die „WENRA Safety Reference Levels“ (WENRA 2021a) für bereits in Betrieb befindliche Reaktoren entwickelt worden. Die „WENRA Reference Levels“ sind als ein harmonisierter europäischer Sicherheitsstandard für bestehende KKW anzusehen, zu deren Einhaltung sich alle WENRA-Mitgliedsstaaten verpflichtet haben. Für neue KKW sind die „WENRA Safety Reference Levels“ nur bedingt, nämlich als Mindeststandard, anzuwenden.

Für neue KKW schreibt WENRA (2013) in Übereinstimmung mit der Richtlinie zur nuklearen Sicherheit der Europäischen Union (Richtlinie 2014/87/Euratom des Rates) vor, dass „Unfälle mit Kernschmelze, die zu frühen oder großen Freisetzungen¹⁶ führen, **praktisch ausgeschlossen** („*practically eliminated*“) sein müssen“. Die Wiener Erklärung zur nuklearen Sicherheit formuliert das gleiche Ziel für neue Kernkraftwerke, allerdings ohne Bezug auf den praktischen Ausschluss (Grundsatz 1 der Erklärung)¹⁷. In diesem Zusammenhang gilt die Möglichkeit des Eintretens bestimmter Bedingungen als **praktisch ausgeschlossen**, wenn das Eintreten dieser Bedingungen physikalisch unmöglich ist oder wenn mit einem hohen Maß an Sicherheit davon ausgegangen werden kann, dass das Eintreten der Bedingungen äußerst unwahrscheinlich ist (WENRA 2019)¹⁸. Der Nachweis der physikalischen Unmöglichkeit ist gegenüber dem probabilistischen Ausschluss zu bevorzugen (WENRA 2019). Für den Begriff „extrem unwahrscheinlich“ gibt es bisher keine einvernehmliche Definition. Allerdings ist in Europa eine Annäherung an einen probabilistischen Zielwert in der Größenordnung von 10^{-6} pro Jahr (oder weniger) für die Häufigkeit früher oder großer Freisetzungen bei „extremer Unwahrscheinlichkeit“ zu beobachten. Das polnische Regelwerk bezieht sich offenbar ebenfalls auf die probabilistische Anforderung einer Eintrittswahrscheinlichkeit von maximal 10^{-6} /Jahr für frühe oder große Freisetzungen (OSGE 2023, S. 79).

Von WENRA liegt eine Analyse über die Anwendbarkeit der Sicherheitsziele für neue Reaktoren (WENRA 2013) zur Sicherheitsbewertung von SMR vor (WENRA 2021b). Dort wird festgestellt, dass die Sicherheitsziele ebenfalls für SMR-Konzepte gelten.

Im Rahmen des „Euratom research and training programme“ (EUR 2020) vorgenommene Analysen wurde die Anwendbarkeit der „IAEA Safety Standard Series“ und auch der „WENRA Safety Reference Levels“ zur sicherheitstechnischen Bewertung von SMR Anlagen dargelegt.

Das polnische Atomgesetz (ATG 2000) regelt im Abschnitt 4 die Anforderungen an Nuklearanlagen in Polen. Insbesondere Artikel 35, 3. ist nicht in Übereinstimmung mit den international geltenden Anforderungen, wie z.B. in EU (2014) dargelegt.

¹⁶ Large or Early Releases

¹⁷ IAEA Vienna Declaration on Nuclear Safety, INFCIRC/872, 18 February 2015

¹⁸ Die Definition der IAEA für den praktischen Ausschluss ist identisch.

2.2 Diskussion und Bewertung

Polen beabsichtigt, mehrere SMR-Anlagen des Typs BWRX-300 an einem Standort zu errichten und in Betrieb zu nehmen.

Zur Bewertung der Sicherheit der BWRX-300 Anlagen sind folgende Sachverhalte von Bedeutung:

- Anwendung von Anforderungen aus Regeln und Richtlinien der nuklearen Sicherheitstechnik, die den aktuellen Stand der Sicherheit repräsentieren und international sowie insbesondere in Europa Anwendung finden.
- Anzuwendende sicherheitskonzeptionelle Sachverhalte betreffen insbesondere
 - Schutzkonzept gegen den Austritt radioaktiver Stoffe
 - Defence-in-Depth Concept
 - Einzelfehlkonzept
 - Barrierenkonzept
- Auslegung gegen extreme Einwirkungen
- Einsatz neuer Technologien einschließlich deren Erprobung sowie Betriebsbewährung
 - passive Kühlmechanismen
 - natürliche Zirkulation
 - Schwerkraftbetriebene Einspeisung
- Multimodul- oder Multi-unit Aufbau des KKW
 - kompakte und vereinfachte Konstruktionen bei Multimodulbauweise
 - Einführung von neuen Ereignissen
 - innerhalb eines einzelnen Moduls
 - Wechselwirkungen von Modul zu Modul
- Multimodul- oder Multi-unit Bauweise, u.a.
 - Einrichtung eines Kontrollraums (Warte) bzw. mehrerer Kontrollräume
 - Gemeinsame Nutzung von Systemen, Strukturen und Komponenten (SSCs)
 - Abhängigkeiten von SSCs
 - Ausfall von mehreren Modulen oder Blöcken unter Gefahrensituationen
 - Jeder Block eines SMR-multi-units muss über eigene, die Sicherheit gewährleistende Sicherheitssysteme und Sicherheitsvorkehrungen verfügen

- Produktion, Montage (Vorfertigung) und Prüfung in Fabriken außerhalb des Standortes. Verwendung von SSCs aus der allgemeinen Industrieproduktion

Zu den angesprochenen sicherheitsrelevanten Sachverhalten wird in OSGE (2023) auf die weiteren Etappen der Projektrealisierung verwiesen. Zum gegenwärtigen Stand des Projektes sind deshalb überwiegend nur Absichtserklärungen zu Verfahrensfragen oder technischen Lösungen in OSGE (2023) verfügbar.

Bezüglich der in Anwendung gebrachten Regeln und Richtlinien wird in OSGE (2023) zwar auf den wichtigen IAEA Safety Standard SSR-2/1 (IAEA 2016) verwiesen. Jedoch fehlen Bezüge zu den in Europa gültigen Sicherheitsstandards wie z.B. EU (2014). Insbesondere fehlen die Bezüge zu den WENRA Empfehlungen (WENRA 2013, 2021a und 2021b).

In den Kapitel 10.1 und 12.2 von OSGE (2023) wird das der Auslegung zu Grunde gelegte Schutzkonzept, das mit EU (2014a, dort Artikel 8a) im Prinzip übereinstimmt, beschrieben.

Zum Nachweis des praktischen Ausschlusses von Unfallsequenzen, die zu großen frühen Freisetzungen führen würden, wird in OSGE (2023) ein allgemeiner probabilistischer Kennwert von weniger als 10^{-8} /Jahr für den Reaktortyp BWRX-300 genannt. Grundlagen, auf denen die Schätzungen probabilistischer Kennwerte beruhen, werden nicht angegeben. Der Kennwert scheint der allgemeinen technischen Dokumentation des BWRX-300-Projekts entnommen zu sein. Nach Einschätzung der Autor:innen der vorliegenden Stellungnahme kann der probabilistische Wert nur Wahrscheinlichkeiten von internen Ereignissen, die zu großen oder frühen Freisetzungen führen, enthalten. Standortspezifische Ereignisse, die möglicherweise zu schweren Unfällen führen, können nicht enthalten sein, da Bewertungen der standortspezifischen Gefahren (Naturgefahren und menschengemachte Gefahren; z.B. Erdbeben, Überschwemmung, Explosion, Flugzeugabsturz) offenbar noch nicht oder nicht vollständig vorliegen (siehe Kapitel 5). Der Beitrag der genannten Gefährdungen zum Risiko früher oder großer Freisetzungen kann erst auf Grundlage von detaillierten Gefährdungsanalysen im Rahmen einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) bestimmt werden.

Ein Nachweis des praktischen Ausschlusses von frühen und großen Freisetzungen allein durch die Auswahl des Reaktortyps BWRX-300 ist, anders als in OSGE (2023) dargestellt, nicht möglich¹⁹. Die Angabe, dass „die Wahrscheinlichkeit hypothetischer Unfälle, die zu großen Freisetzungen führen könnten, für das SWRX-300-Projekt weniger als 10^{-8} pro Jahr beträgt“, ist als Nachweis des praktischen Ausschlusses nicht akzeptierbar.

¹⁹ OSGE 2023, S. 80: „Da die Wahrscheinlichkeit hypothetischer Ausfälle, die zu großen Freisetzungen führen könnten, für das SWRX-300-Projekt weniger als 10^{-8} /Jahr beträgt, ist es vernünftig, diesen Wert als Argument für eine praktische Beseitigung zu betrachten.“

Im Weiteren ist der Bezug zu den Empfehlungen von INSAG-12 in Kapitel 12.1 von OSGE (2023) ungeeignet, denn die INSAG Empfehlungen stellen Meinungen von Fachexpert:innen dar, die nicht nach den bei IAEA Standards angewendeten Prozeduren international geprüft wurden.

Die Grundzüge des bei der Auslegung in Anwendung gebrachten Defense-in-Depth Konzepts sind in Kapitel 10.1.3 von OSGE (2023) erläutert. Dies trifft auch auf das Barrierenkonzept zu. Ebenso werden Angaben zum Einzelfehlerkonzept (3-fache Ausführung der aktiven Sicherheitssysteme) vorgenommen. Es wird auch angegeben, dass die Auslegung der Anlage auf deterministischen Annahmen, insbesondere der Berücksichtigung von Sicherheitsmargen, beruht. Hinsichtlich konkreter prüfbarer Angaben zu den sicherheitsrelevanten Sachverhalten wird jedoch auf die weiteren Etappen der Projektrealisierung verwiesen.

In Bezug zur Auslegung gegen extreme Einwirkungen von außen erfordern die Sicherheitserwartungen des praktischen Ausschlusses eine breite und umfassende Berücksichtigung externer Gefahren. Anlagenplanung und der Sicherheitsnachweis müssen Ereignisse mit extrem geringen Eintrittswahrscheinlichkeiten berücksichtigen, um zu beurteilen, ob ausreichend Schutz vorhanden ist, um vorzeitige oder große Freisetzungen praktisch auszuschließen. Die Anforderung einer Eintrittswahrscheinlichkeit von 10^{-6} /Jahr für den praktischen Ausschluss (OSGE 2023, S. 79) verlangt daher den Nachweis, dass für jeden einzelnen Gefahrentyp Ereignisse mit Eintrittswahrscheinlichkeiten im Bereich von 10^{-7} oder weniger pro Jahr nicht zu großen oder frühen Freisetzungen führen können (z.B. Bodenerschütterungen durch Erdbeben, Überflutung, Flugzeugabsturz, Explosion). Dies liegt daran, dass sich die Gesamthäufigkeit früher oder großer Freisetzungen aus der Summe aller Wahrscheinlichkeiten von Freisetzungen durch alle auf den Reaktor und Standort zutreffenden Gefahren ergibt (interne Gefahren und Versagensmechanismen, Naturgefahren und menschengemachte Gefahren).

Erst im Verlaufe der weiteren Projektierungsschritte soll die Anzahl der zu installierenden BWRX-300 Reaktoren festgelegt werden. Es ist bisher nicht endgültig klar, in welcher Konfiguration die Reaktoren errichtet und betrieben werden sollen, in Modulbauweise oder als voneinander unabhängige Reaktoranlagen. Diese Entscheidung ist jedoch wichtig hinsichtlich der insgesamt zu treffenden sicherheitstechnischen Maßnahmen.

Aufgrund ihrer geringen Leistung und ihrer geringen Größe lassen SMR eine Vielzahl von Konstruktionsmöglichkeiten zu, von denen einige für die Sicherheit vorteilhaft sein können. Es ist jedoch zu beachten, dass die meisten Entwürfe innovative technische Lösungen erfordern, deren Machbarkeit und Wirksamkeit erst noch nachgewiesen werden müssen. In jedem Fall ist eine eingehende Prüfung der Konstruktionsentscheidungen und -annahmen zur Bewertung erforderlicher Sicherheitsgewinne notwendig.

Insbesondere bei neuen Entwürfen, z.B. bei solchen mit passiven Sicherheitssystemen, erfordert der Sicherheitsnachweis die Durchführung von Versuchen an repräsentativen Modellen. Der Nachweis der Eigenschaften erfordert weiterhin ein detailliertes Verständnis der beteiligten physikalischen Phänomene.

Die Begrenzung der Leistung verbunden mit dem Einsatz passiver Systeme führt nach OSGE (2023) dazu, dass eine Karenzzeit ohne menschliches Eingreifen in der Größenordnung von 7 Tagen für die Abführung der Restleistung in einer Unfallsituation ermöglicht werden kann. Es sollte jedoch überprüft werden, ob dieser Zeitraum für alle plausiblen Situationen gilt, die die Anlage betreffen.

Schließlich ist zu beachten, dass möglicherweise vermehrt auf „handelsübliche“ Komponenten zurückgegriffen wird, die dann nicht nach den für den Nuklearbereich erforderlichen Regeln und Normen konzipiert wurden. Denn Maßnahmen wie solide Konstruktionsentscheidungen und Einhaltung strenger Bau- und Betriebsvorschriften sind u.a. Voraussetzungen dafür, dass die Wahrscheinlichkeit einer Kernschmelze deutlich begrenzt werden kann.

2.3 Schlussfolgerungen und Forderungen

In OSGE (2023) findet man zu sicherheitsrelevanten Sachverhalten des Projektes BWRX-300 „Kleines Modulares Kernkraftwerk“ in Polen überwiegend nur allgemeine Ausführungen. Zu Präzisierungen zu technischen Ausführungen wird auf die weiteren Etappen der Projektrealisierung verwiesen. Trotzdem lassen sich auch auf dieser Grundlage Anforderungen und Hinweise ableiten:

- Es sollten Regeln und Richtlinien der nuklearen Sicherheitstechnik in Bezug genommen werden, die den aktuellen Stand der Sicherheit repräsentieren und insbesondere in Europa Anwendung finden.
- Es ist geplant, mehrere Reaktoren/Module BWRX-3000 in derselben Anlage zu implementieren. Mögliche Beeinflussungen und Wechselwirkungen sind herauszuarbeiten und sicherheitstechnisch zu bewerten.:
 - Haben die Reaktoren/Module gemeinsame betriebliche und/oder Sicherheitssysteme? Gibt es das Personal betreffende Abhängigkeiten? Bestehen räumliche Abhängigkeiten, z.B. bei der Wartungsgestaltung?
 - Gibt es interne oder externe Ereignisse, die zu auslösenden Ereignissen gleichzeitig in mehreren Reaktoren/Modulen führen können?
 - Einige Reaktoren/Module können sich im Bau befinden, während andere bereits in Betrieb sind. Entstehen dadurch besondere Risiken?
 - Werden schwere Unfälle und nachfolgende Freisetzungen gleichzeitig für mehrere Reaktoren/Module berücksichtigt?
- Der Nachweis des Erreichens der Sicherheitsanforderung des polnischen Regelwerks, also einer Eintrittswahrscheinlichkeit früher oder großer Freisetzungen von $< 10^{-6}$ /Jahr (OSGE 2023) ist auf eine qualitativ höherwertige Grundlage zu stellen als die verkürzte Angabe, dass die Wahrscheinlichkeit von Unfällen, die Freisetzungen führen könnten, für das SWRX-300-Projekt weniger als 10^{-8} /Jahr beträgt.

- Die zum Nachweis des praktischen Ausschlusses von unfallbedingten Freisetzungen herangezogenen probabilistischen Kennwerte sind auf eine qualitativ höherwertige als die angegebene „geschätzte“ Grundlage zu stellen.
- Der praktische Ausschluss unfallbedingter Freisetzungen muss klar nachgewiesen werden.
- Die relevanten deterministischen Auslegungsgrundlagen sollten in einem Gesamtkonzept dargestellt werden.
- Die Machbarkeit, Zuverlässigkeit und Wirksamkeit innovativer technischer Lösungen, wie z.B. der Einsatz von Systemen unter Nutzung passiver Wirkprinzipien, ist nachzuweisen:
 - Gibt es industrielle Erfahrungen mit solchen Systemen? Wie wird ihre Zuverlässigkeit bewertet? Wie werden sie qualifiziert?
 - Ist es möglich, ihre Funktion zu testen oder sie vor Ort zu überprüfen (periodische Tests)?
 - Welche Arten von Ausfällen sind im Sicherheitsnachweis zu berücksichtigen (Einzelfehler, passiver Fehler, Funktionsfehler, Fehler aus gemeinsamer Ursache usw.)?
 - Wie werden Ungewissheiten beim Sicherheitsnachweis und bei der Zuverlässigkeitsbewertung berücksichtigt?
 - Könnten Fehlschaltungen neue Arten von postulierten auslösenden Ereignissen verursachen?
- Es ist zu zeigen, dass die Restwärmeabfuhr unter Unfallbedingungen für alle plausiblen Anlagensituationen in einem Zeitraum von 7 Tagen möglich ist.
- Im Falle der Verwendung „handelsüblicher“ Komponenten, die möglicherweise nicht nach den für den Nuklearbereich erforderlichen Regeln und Normen konzipiert wurden, ist sicherzustellen, dass dadurch der geforderte praktische Ausschluss unfallbedingter Freisetzungen nicht gefährdet werden kann.

3 ABGEBRANNTRE BRENNELEMENTE UND RADIOAKTIVE ABFÄLLE UND IHR ENTSORGUNGSNACHWEIS

3.1 Einleitung

Wenn die Errichtung eines KKW geplant ist, egal in welcher Größe, ist im Zuge der Umweltprüfung ein Entsorgungsnachweis vorzulegen. Dieser umfasst nicht nur die erwarteten Mengen und Inventare abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle, sondern auch die dafür nötigen Entsorgungsanlagen (Zwischenlager, Konditionierungsanlagen, Endlager). Da bislang kein Land der Welt ein Endlager für abgebrannte Brennelemente in Betrieb genommen hat, sind für einen Entsorgungsnachweis zumindest Pläne nachzuweisen und der Fortschritt in deren Umsetzung.

Seit der Einführung der Richtlinie 2011/70/Euratom ist jedes EU-Land verpflichtet, ein nationales Entsorgungsprogramm zu erstellen, an die Europäische Kommission zu notifizieren und dies regelmäßig mittels Fortschrittsberichten zu aktualisieren.

3.2 Diskussion und Bewertung

Die Angaben im Scoping-Dokument für den ersten SMR sind sehr dürftig. Bereits im Zuge der UVP zum ersten polnischen KKW (UMWELTBUNDESAMT 2023) haben sich erhebliche Unklarheiten beim Entsorgungsnachweis gezeigt. Diese wurden auch in der vorliegenden SMR-UVP bislang nicht geklärt.

Abgebrannte Brennelemente

Das **Abklingbecken im Reaktor** sieht eine Lagerung der abgebrannten Brennelemente von bis zu acht Jahren vor. Wenn der Brennstoff ausreichend abgekühlt ist, soll er in ein Zwischenlager transportiert werden, wo er bis zu seiner Verbringung in ein Tiefenlager für radioaktive Abfälle gelagert wird.

Das **Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente** ist offenbar am Standort geplant. Es sollte geklärt werden, bis wann dieses Zwischenlager errichtet werden soll, wie lange seine Laufzeit sein wird und von welchen geplanten KKW und SMR es die abgebrannten Brennelemente aufnehmen soll. Laut OSGE (2023) hat sich der Bauträger noch nicht entschieden, welche Art von Zwischenlager (trocken, nass) an dem Standort gebaut werden soll.

Die Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen erfolgt grundsätzlich entweder in Nasslagern (in Wasser) oder in Trockenlagern. Nach derzeitigem Kenntnisstand ist ein Trockenlager unter dem Gesichtspunkt der Auswirkungen auf Österreich als die gegenüber der Nasslagerung zu bevorzugende Variante zu bezeichnen. Die wesentlichen Gründe hierfür sind:

- Geringere Anfälligkeit für Störfälle mit Freisetzungen durch Einwirkungen von innen und

- geringere Freisetzungsmengen radioaktiver Stoffe bei Einwirkungen von innen und außen.

Für die Trockenlager sind zwei grundsätzlich unterschiedliche Lagerkonzepte verfügbar: die Behälterlagerung und die Blocklagerung. Die Vorteile der trockenen Zwischenlagerung gegenüber der Nasslagerung gelten insbesondere für die Zwischenlagerung in Transport- und Lagerbehältern in besonders geschützten Lagergebäuden. Ein Blocklager erfüllt diese Anforderungen wegen des nicht ausreichenden Schutzes der abgebrannten Brennelemente gegenüber externen Einwirkungen, insbesondere bei Ladevorgängen, und wegen seiner Störanfälligkeit aufgrund der Verwendung von aktiven Systemen nur in geringem Maße.

Es werden im Scoping-Dokument auch keine Informationen über das geplante geologische **Endlager für abgebrannte Brennelemente und hochradioaktive Abfälle** gegeben, weder zu möglichen Standorten, Technologien oder dem Zeitplan. Als verantwortlich für die Endlagersuche werden das Ministerium für Klima und Umwelt, die ZUOP (Behörde, die für das Management der nuklearen Abfälle zuständig ist) und das Nationale Geologische Institut – Nationales Forschungsinstitut benannt.

Im Zuge der UVP zum ersten polnischen KKW zeigte sich, dass sich die Planungsarbeiten für ein HLW-Endlager erst im Anfangsstadium befinden. Im Nationalen Entsorgungsprogramm aus dem Jahr 2015 wird der geplante Betriebsbeginn mit 56 bis 59 Jahren ab Beginn der Erstellung einer Machbarkeitsstudie angegeben. (NATIONAL PLAN 2015) Somit wird Polen auch eine der Bedingungen der Taxonomie nicht erfüllen können, nämlich ein betriebsbereites Endlager bis 2050 zu haben.

Laut dem nationalen Entsorgungsplan interessiert sich Polen für die Option eines multinationalen Endlager und möchte Mitglied bei ERDO werden. (NATIONAL PLAN 2015) Ob dies noch aktuell ist und inwieweit dies auch abgebrannte Brennelemente aus SMR betreffen könnte, sollte abgeklärt werden.

Schwach- und mittelradioaktive Abfälle

Auch für die schwach- und mittelradioaktiven Abfälle (LILW) fehlen Angaben zur Entsorgung. Im Scoping-Dokument wird angemerkt, dass LILW aus den geplanten SMRs nicht im derzeit in Betrieb befindlichen LILW-Endlager in Rózan aufgenommen werden könne. Daher muss ein weiteres LILW-Endlager errichtet werden. Zu diesem fehlen alle relevanten Angaben wie Zeitplan, Standortauswahl und geplante Kapazität. Wird das vorgesehene LILW-Endlager auch LILW aus den geplanten KKW und weiteren SMR aufnehmen?

3.3 Schlussfolgerungen und Forderungen

Abgebrannte Brennelemente und radioaktive Abfälle haben negative Umweltauswirkungen. Daher sollte bei einer UVP für geplante SMR auch die Entsorgung der radioaktiven Abfälle ausreichend erklärt und aus Umweltsicht bewertet werden. In bisher vorgelegten Scoping-Dokument wurde jedoch kein ausreichender Nachweis für die sichere Entsorgung von abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen

vorgelegt. Informationen zu Art, Standort und Zeitplan für die benötigten Zwischen- und Endlager sowohl für die schwach und mittelaktiven Abfälle als auch für die abgebrannten Brennelemente sollten in den UVP-Unterlagen vorgelegt werden.

Bezüglich Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente sollte einem Trockenlager der Vorzug gegenüber einem Nasslager gegeben werden, und bei einem Trockenlager einem Behälterlager gegenüber einer Blocklagerung.

Forderungen:

- Im weiteren UVP-Verfahren sind detaillierte Angaben zu den erwarteten Mengen und Inventaren radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente zu geben, weiters zu den geplanten Zwischen- und Endlagern. Dabei sollte offengelegt werden, welche Anlagen insgesamt für das polnische KKW-Programm und das SMR-Programm vorgesehen sind und ob diese für beide Programme gemeinsam genutzt werden sollen.
- Das geplante Zwischenlager für die abgebrannten Brennelemente der SMR sollte als Trockenlager (Behältertyp) errichtet werden.

4 DER REAKTORTYP BWRX-300

4.1 Einleitung

Die Bezeichnung kleine modulare Reaktoren (Small Modular Reactors - SMR) umfasst eine große Anzahl von Reaktoren unterschiedlicher Technologien und Größen, so dass es sich aus technischer Sicht nicht um eine einheitliche Kategorie handelt. SMR werden meist als Reaktoren mit einer Leistung von 20-300 MW definiert.²⁰ Im IAEO-Bericht aus dem Jahr 2022 werden 83 in Entwicklung befindliche SMR-Modelle aufgeführt, von sehr kleinen Reaktoren bis hin zu Reaktoren, die den heute betriebenen Reaktoren entsprechen. (IAEA 2022a)

Weltweit befinden sich nur wenige SMR im Bau, und bei keinem dieser Reaktoren handelt es sich um ein kommerziell verfügbares Modell.

Der BWRX-300 ist ein Siedewasserreaktor mit einer natürlichen Zirkulation des Kühlmittels und passiven Sicherheitssystemen sowie einer elektrischen Leistung von 300 MWe. Das Design basiert auf dem bereits von der U.S. NRC lizenzierten ESBWR mit einer elektrischen Leistung von 1.520 MWe. Laut GEH (2023) wurde bei der Entwicklung des BWRX-300 auf Kosten und Konstruierbarkeit geachtet. Auch in OSGE (2023) wird betont, dass der BWRX-300 ein kostenoptimiertes Projekt ist.

Das Hauptgebäude des Kernkraftwerks ist das Reaktorgebäude. Dieses enthält das Primärcontainment und den Reaktordruckbehälter (RDB) und reicht bis unter das Bodenniveau. Im Inneren des Reaktordruckbehälters befindet sich der Reaktorkern.

²⁰ Allerdings entwickeln einige Hersteller heute auch mehrere Reaktoren, die sie als SMR bezeichnen, deren Leistung weit über 300 MW liegt.

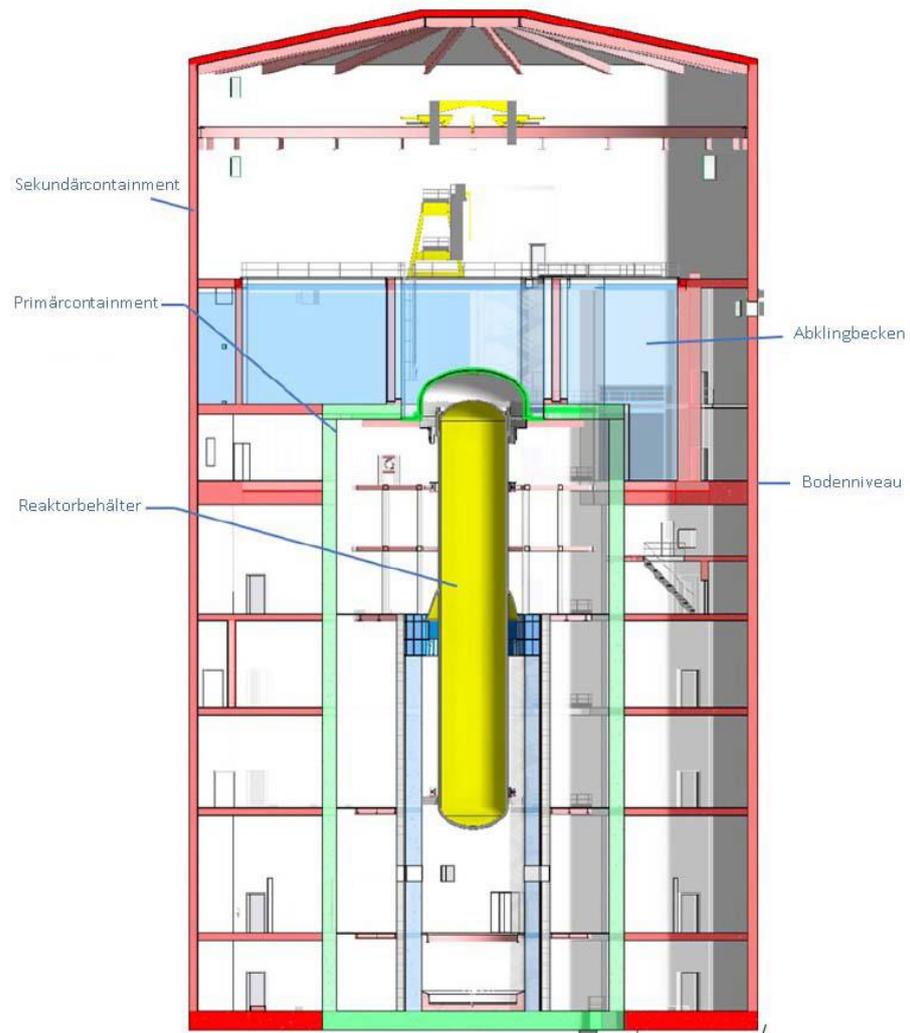


Abbildung 1: Schematischer Querschnitt durch das Reaktorgebäude (OSGE 2023)

Der BWRX-300 weist einen für SWR typischen Druck- und Temperaturbereich auf. Der Betriebsdruck beträgt 7,2 bar. Die Kühleintrittstemperatur beträgt 270°C, die Kühlmittelaustrittstemperatur 287°C.

Als Brennstoff für den Reaktor dienen Brennstäbe des Typs GNF2, die in vielen SWR eingesetzt und von GEH hergestellt werden.

Das Containment umschließt den Reaktordruckbehälter, die Steuerstabantriebe und die Kühlmittleitungen bis zu den Isolationsventilen. Die Isolationsventile begrenzen den Druckanstieg im Containment bei großen Kühlmittelverluststörfällen, so dass keine Kondensationskammer erforderlich ist. Es wird ein trockenes Containment verwendet. Eine Inertisierung des Containments mit Stickstoff minimiert das Risiko von Wasserstoffexplosionen.

Das Abklingbecken befindet sich ebenerdig im Reaktorgebäude und hat ein ausreichendes Fassungsvermögen für abgebrannte Brennelemente aus acht Jahren und für eine vollständige Entladung des Reaktorkerns.

Ein vereinfachtes Betriebssystem des BWRX-300 ist in der folgenden Abbildung dargestellt.

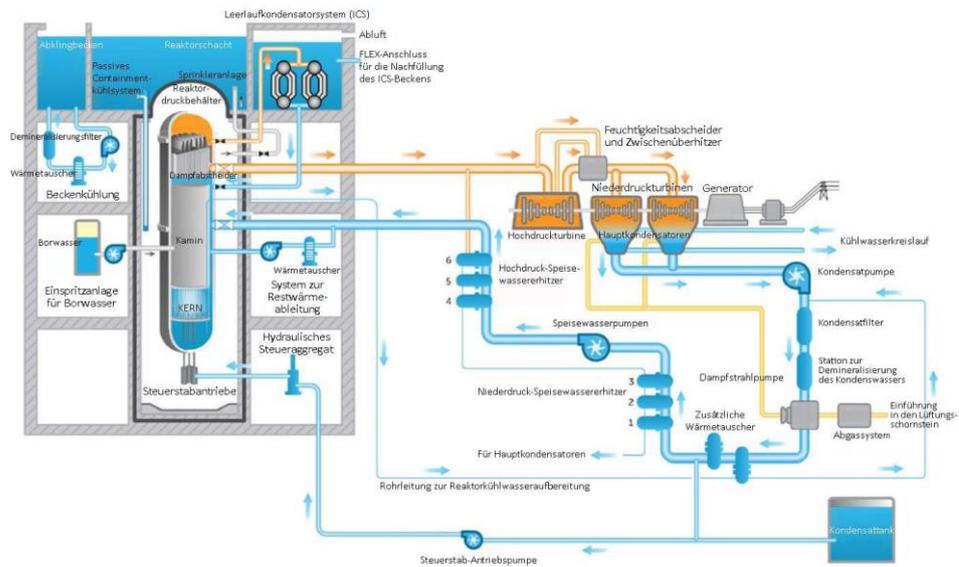


Abbildung 2: Vereinfachtes Schema der BWRX-300 Systeme (OSGE 2023)

Ein offenes Kühlsystem kann an dem betrachteten Standort nicht verwendet werden, da dieser nur einen begrenzten Zugang zu Wasserressourcen hat. Daher werden zurzeit zwei grundlegende technische Lösungen für das Kühlsystem mit geschlossenem Kreislauf in Betracht gezogen:

- Kühlanlagen mit natürlichem Luftzug (Kühlturm),
- Kühlanlagen mit erzwungenem Luftzug (Ventilator-Kühlturm).

Aufgrund seiner geringeren Größe wurde der BWRX-300 so konzipiert, dass mehr handelsübliche Standardausrüstung als bei früheren SWR verwendet werden kann. So wurden die Turbinen- und Generatormodelle bereits bei vielen fossilen Kraftwerken verwendet.

Die Betriebszeit beträgt laut OSGE (2023) mindestens 60 Jahre. Die wichtigsten Strukturen, Systeme und Komponenten (SSCs) für den BWRX-300 sind für eine Lebensdauer von 60 Jahren ausgelegt. Die Lebensdauer des BWRX-300 kann laut GEH je nach Betriebsverlauf und Systemzustand auf 80 Jahre verlängert werden. (GEH 2023)

Die erwartete Bauzeit beträgt 30 bis 36 Monate. Der Reaktor ist modular aufgebaut. Es ist geplant am Standort zwei bis vier BWRX-300 zu errichten (maximale Leistung 1300 MW).

Ziel des Projekts ist laut OSGE (2023) die Erzeugung von Strom oder Strom und Wärme. Mit dem erzeugten Strom können Industrieanlagen der Synthos-Gruppe, die sich in der Nähe des geplanten Kernkraftwerks befinden, über eine direkte Leitung sowie das Nationale Stromversorgungssystem versorgt werden. Die Wärme kann in den Produktionsprozessen der Produktionsanlagen genutzt oder in das örtliche Fernwärmenetz eingespeist werden.

4.2 Diskussion und Bewertung

Entwicklungsgeschichte

In OSGE (2023) wird unter den allgemeinen Informationen unzutreffend betont, dass der BWRX-300 ein Siedewasserreaktor der 10. Generation ist. Kernkraftwerke werden, je nach implementiertem Sicherheitsstandard, in vier Generationen eingeteilt. Die zurzeit überwiegend betriebenen Kernkraftwerke gehören der 2. Generation an, die ersten Kernkraftwerke der 3. Generation sind jetzt in Betrieb gegangen. Kernkraftwerke der 4. Generation werden seit mehr als 20 Jahren angekündigt aber bisher nicht gebaut. Der geplante BWRX-300 ist der 3. Generation der Kernkraftwerke zu zuordnen.

Der BWRX-300 ist vielmehr die 10. Baulinie eines Siedewasserreaktors von GE, seit GE 1955 mit der Entwicklung von Kernreaktoren begann. Diese Entwicklungsgeschichte von GE ist jedoch keine Erfolgsgeschichte.

Die ersten sechs Reaktortypen gingen bereits vor 40 bis 60 Jahren in Betrieb. Die ersten BWR-1 und BWR-2 nahmen 1960 bzw. 1969 und die ersten BWR-3, BWR-4 und BWR-5 in den 1970er Jahren (1971, 1972 und 1978) den Betrieb auf. Der erste BWR-6 startete den kommerziellen Betrieb in 1981. (GE 2023) Anzumerken ist, dass der Reaktor Fukushima-Daichi 1, in dem sich am 11. März 2011 der schwere Unfall ereignete, ein BWR-3 von GE ist.

Der nächste Reaktortyp von GE war der ABWR, von dem vier in Japan in Betrieb sind. Zwei gingen 1996 und zwei weitere 2005 bzw. 2006 in Betrieb. Ihr Betrieb wurde seit dem Fukushima-Unfall 2011 ausgesetzt. Jeweils zwei weitere Anlagen sind in Japan und Taiwan offiziell in Bau, dies allerdings schon seit 10 bis 15 Jahren, eine Inbetriebnahme ist kaum noch zu erwarten.

Die nächsten beiden Reaktortypen, der SBWR und der ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor), wurden nicht gebaut. Der ESBWR und sein kleinerer Vorgänger, der SBWR, sind das Ergebnis einer Vereinfachung des Reaktors durch die Verwendung eines höheren Behälters und eines kürzeren Kerns, um eine natürliche Zirkulation ohne Pumpen zu erreichen. (GEH 2023)

Der ESBWR baut auf der Technologie des ABWR auf. Durch die Nutzung der natürlichen Zirkulation benötigt der ESBWR 25% weniger Pumpen und mechanische Antriebe als bestehende Anlagen mit aktiven Sicherheitssystemen. (GEH 2023) Der ESBWR wurde jedoch nie gebaut und es sind auch keine derartigen Pläne bekannt.

Das Design des ESBWR wurde 2014 nach einem neunjährigen Verfahren in den USA genehmigt. Im Jahr 2007 ging der Entwurf auch in das Genehmigungsverfahren der britischen GDA ein, wurde aber ein Jahr später zurückgezogen. (THOMAS und SEQUENS 2023)

Der BWRX-300 ist gewissermaßen eine verkleinerte und reduzierte Version des ESBWR. 2017 wurde die Entwicklung des BWRX-300 aus dem ESBWR-Design initiiert. Das BWRX-300-Reaktordesign von GEH wurde 2018 vorgestellt. Laut GEH (2023) setzt der BWRX-300 die kostensparenden Fortschritte des SBWR und des ESBWR mit

einem hohen Behälter fort, um eine natürliche Zirkulation des Kühlmittels zu erreichen, aber ohne die Notwendigkeit eines kürzeren Kerns.

Die Grundlage für die Konstruktionsänderungen vom ESBWR zum BWRX-300 ist in erster Linie auf den Wunsch zurückzuführen, die Kosten zu reduzieren. Unter Berufung auf einen Bericht des Electric Power Research Institute (EPRI), in dem es heißt, dass die Kapitalkosten der Kernenergie unter 3000 \$/kW fallen müssen, um andere Stromerzeugungstechnologien zu verdrängen, hat GEH einen „Design-to-Cost“-Ansatz gewählt, der darauf abzielt, für den BWRX-300 Kapitalkosten von kleiner als 2250 \$/kW zu erreichen. (GEH 2023) Dies entspricht laut Hersteller einer Senkung der Kosten vom ESBWR zum BWRX-300 um 60 % pro installierter Leistung. (ENCO 2022). Dies soll durch folgendes Vorgehen erreicht werden:

- Vereinfachung und Reduzierung der Anzahl der Sicherheitssysteme,
- Reduzierung der Baumaterialien,
- Verwendung von handelsüblicher Standardausrüstung,
- Nutzung der etablierten Lieferkette der GEH,
- Verkürzung der Bauzeit auf 30 Monate.

Die Reduzierung der Anzahl der Sicherheitssysteme ist nicht ohne eine Reduzierung der Sicherheit möglich. Ob die jeweiligen Genehmigungsbehörden im Genehmigungsverfahren diese Designänderungen akzeptiert werden und es zu einem tatsächlichen Abbau des Sicherheitsniveaus kommt, kann zum jetzigen Zeitpunkt noch nicht abschließend bewertet werden.

Anzumerken ist, dass der BWRX-300 unter den weit entwickelten SMR, die Leichtwasserreaktoren sind, der einzige Siedewasserreaktor ist, die anderen sind Druckwasserreaktoren. Auch unter den Neubauprojekten befinden sich außer der o.g. ABWR keine weiteren Siedewasserreaktoren.

Vorprüfungen zur Genehmigung des Designs

Laut OSGE (2023) befindet sich das BWRX-300 Design in den USA, Kanada und Großbritannien in der Lizenzierungsphase. Dies ist nicht vollständig zutreffend.

Im Jahr 2019 bzw. 2020 starteten die Vorprüfungsverfahren in den USA und in Kanada. Erst für 2024 ist jeweils die Einreichung des Lizenzantrags geplant. Auch in Großbritannien hat das Verfahren noch nicht begonnen.

Großbritannien

Im Dezember 2022 ersuchte GEH die britische Regierung, die britische Aufsichtsbehörde ONR mit der Bewertung des Reaktordesigns des BWR-300 im Rahmen des Generic Design Assessment (GDA) Programms zu beauftragen (THOMAS und SEQUENS 2023). Bisher hat die ONR jedoch noch nicht mit der Generic Design Assessment (GDA)-Bewertung für den BWRX-300 begonnen.

USA

Die Technologie befindet sich noch in der Entwicklung daher sind einige Herausforderungen für das FOAK-(=First-of-a-Kind) Design unvermeidbar. Sowohl GE als auch Hitachi verfügen zwar über Erfahrung mit Kernkraftwerken sowie über Erfahrung mit der Lizenzierung in den USA. Erfahrung beim Einsatz von vergleichbaren Siedewasserreaktoren könnte technische und lizenzrechtliche Überprüfungen erleichtern, erfordern aber dennoch einen hohen Aufwand für die Entwicklung von Sicherheitsanalysen und Nachweisführung für neu entwickelte Funktionen (wie z. B. passive Sicherheitssysteme.)

Im August 2022 begann die Tennessee Valley Authority (TVA) mit der Planung für den möglichen Einsatz eines BWRX-300 am Standort Clinch River in Tennessee. Die Entwicklung des BWRX-300 wird von den US-Energiekonzernen Dominion und Exelon finanziert und auch vom US-Energieministerium unterstützt. GEH hat in 2019 Unterlagen zur Vorprüfung für ihr BWRX-300 Design eingereicht. Die Überprüfung wurde von der NRC im Dezember 2019 begonnen, sie war aber im November 2023 noch nicht abgeschlossen.²¹

Es wurden bisher fünf Licensing Topical Reports (LTR) bei der Behörde eingereicht. Sie dienen einer Designvorprüfung vor dem eigentlichen Genehmigungsverfahren. Die LTR behandeln die Themen Reaktordruckbehälter-Abschluss und Überdruckabsicherung, Containment-Verhalten, Methode zur Bewertung des Containments, Reaktivitätskontrolle und Konzept für Bau und Planung.

Bei Bewertung des LTR zum Containment-Verhalten befand die NRC die Auslegungsanforderungen, Akzeptanzkriterien und Rechtsgrundlagen für die Auslegung akzeptabel. Die NRC stellte aber auch fest, dass sie eine endgültige Entscheidung erst treffen kann, wenn die GEH den detaillierten Entwurf fertiggestellt hat und die NRC diesen im Rahmen eines Genehmigungsverfahrens prüfen wird. (NRC 2023a) Die NRC hielt zudem zwei Einschränkungen und Bedingungen fest:

- Vor der Anwendung der beschriebenen Methode zur Sicherheitsanalyse des Sicherheitsbehälters muss die NRC die Methodik und die Modellierungsnahmen prüfen und genehmigen.
- Die Erfüllung der entsprechenden Anforderungen für die postulierten Brüche und Risse in den Rohrleitungen des geschlossenen Kreislaufs muss überprüft und genehmigt werden. Darüber hinaus wird die NRC Folgen von Rohrbrüchen außerhalb des Sicherheitsbehälters prüfen, die sich aus den ICS-Dampfversorgungs- und Kondensatrücklaufleitungen und den hydraulischen Leitungen ergeben.

Auch bezüglich der Reaktivitätskontrolle kommt die NRC zu dem Schluss, dass die Auslegungsanforderungen, Akzeptanzkriterien und gesetzlichen Grundlagen für die Auslegungsfunktionen akzeptabel sind. Aber auch dabei werden Beschränkungen und Bedingungen genannt, unter anderem hinsichtlich der Zuverlässigkeitsanalyse für den Lastfolgebetrieb. (NRC 2023b)

²¹ <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr/licensing-activities/pre-application-activities/bwrx-300.html>

Auch hinsichtlich der RDB-Isolierung und des Überdruckschutzes kam die NRC zu dem Schluss, dass die Auslegungsanforderungen, Akzeptanzkriterien und gesetzlichen Grundlagen akzeptabel sind. Die NRC betont, sie wird eine endgültige Entscheidung treffen, wenn der detaillierte Entwurf fertiggestellt ist und im Rahmen des künftigen Genehmigungsverfahrens überprüft wurde. (NRC 2023c)

Die NRC kam weiterhin zu dem Schluss, dass die vorgeschlagenen Konstruktions- und Auslegungsansätze für den BWRX-300 mit einigen Einschränkungen und Bedingungen akzeptabel sind. (NRC 2023d)

Kanada

Im Januar 2023 gab GEH in einer Pressemitteilung bekannt, dass Ontario Power Generation (OPG) einen Auftrag für einen BWRX-300-Reaktor erteilt hat, der bis 2029 in Betrieb genommen werden soll. (WNN 2023b) Dies ist laut ENCO (2022) ein ehrgeiziger Plan. Obwohl sich der BWRX-300 auf bekanntes Reaktordesign stützt, kommen Innovationen in Bezug auf Konstruktion, Werkstoffe und Herstellung hinzu. Diese müssen gründlich analysiert, ihr Sicherheitsniveau überprüft und von Aufsichtsbehörden akzeptiert werden. Fehlende oder unfertige Detailplanung kann zu Problemen führen.

OPG teilte weiterhin im Juli 2023 mit, dass es drei weitere BWRX-300-Reaktoren bestellen will, die zwischen 2034 und 2036 fertiggestellt werden sollen. Alle vier SMR sollen am Standort des Kraftwerks Darlington errichtet werden.²² (WNN 2023a)

THOMAS und SEQUENS (2023) erklären, dass die Aufträge nicht bindend sind und es auch nicht sein werden, solange das Design in Kanada nicht genehmigt ist.

Am 31. Oktober 2022 beantragte OPG eine Genehmigung für den Bau eines ersten BWRX-300 am Standort Darlington. (WNN 2023a)

Die kanadische Genehmigungsbehörde (Canadian Nuclear Safety Commission, CNSC) schloss am 11. Dezember 2019 eine Vereinbarung mit GEH über die Durchführung einer kombinierten Phase 1 und 2 der Vorlizenzierung des BWRX-300. Mit diesem Vendor Design Review (VDR) der Phasen 1 und 2 sollte festgestellt werden, ob GEH die regulatorischen Anforderungen der CNSC versteht und das Reaktordesign diese Anforderungen erfüllt.^{23,24} (WNN 2023b)

Bei der VDR handelt es sich um eine optionale Dienstleistung der CNSC, die eine Bewertung eines Kernkraftwerkkonzepts auf der Grundlage der Reaktortechnologie eines Herstellers ermöglicht. Es ist kein obligatorischer Bestandteil des Genehmigungsverfahrens, sondern dient dazu, die Annehmbarkeit eines Entwurfs im Hinblick

²² Darlington ist auch der Standort von 8 CANDU-Reaktoren, was die Verfügbarkeit von den erforderlichen Personalressourcen erhöht.

²³ Phase 3 ermöglicht dem Anbieter, bestimmte Aspekte aus Phase 2 weiterzuerfolgen.

²⁴ Während dieser dreijährigen Überprüfung prüfte das CNSC mehr als 200 Dokumente, nahm an technischen Präsentationen teil, beteiligte sich an einer einwöchigen Bewertung und schickte Fragen zu allen Schwerpunktbereichen.

auf die Anforderungen und Erwartungen der kanadischen Nuklearaufsichtsbehörde zu überprüfen.

Die CNSC hat die Phase 1 und 2 der VDR im März 2023 abgeschlossen. Die Aufsichtsbehörde teilte mit, dass bei der Prüfung keine grundlegenden Hindernisse für die Genehmigung festgestellt wurden. Der BWRX-300 ist der erste SMR, der eine solche Vorabprüfung durchlaufen hat. (WNN 2023b)

Die Aufsichtsbehörde CNSC erklärte jedoch, dass die Bewertung einige technische Bereiche ergeben hat, in denen weitere Entwicklungen erforderlich sind, damit die Einhaltung der CNSC-Anforderungen nachgewiesen werden können.

Dazu gehören zusätzliche Informationen über die gemeinsame Nutzung von Komponenten von verschiedenen Sicherheitsebenen, weitere Einzelheiten über die Analyse schwerer Unfälle und die entsprechenden technischen Einrichtungen sowie weitergehende Informationen über den Strahlenschutz, die Berücksichtigung menschlicher Faktoren und den Brandschutz. Zudem muss noch nachgewiesen werden, dass die Auslegung des BWRX-300 die Anforderungen an zwei getrennte, unabhängige und unterschiedliche Verfahren zur Abschaltung des Reaktors erfüllt, andernfalls ist ein alternatives Konzept mit entsprechender Begründung erforderlich.

Die CNSC sagte auch, dass weitere Informationen über die Beschränkung der Freisetzung von Radionukliden während der Brennstoffhandhabung sowie über die Schutzmaßnahmen für die Beschäftigten im Falle eines Kritikalitätsunfalls außerhalb des Kerns erforderlich sind und dass eine Sicherheitsanalyse in Übereinstimmung mit den gültigen Verfahren durchgeführt werden muss. (WNN 2023b)

Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass in Bezug auf das Design und die Sicherheitsanalyse des BWRX-300 noch viel Arbeit erforderlich ist.

Polen

Orlen Synthos Green Energy (OSGE) – ein Gemeinschaftsunternehmen der Chemieproduzenten Synthos Green Energy (SGE) und PKN Orlen – hat im Juli 2022 bei der polnischen Aufsichtsbehörde Państwowa Agencja Atomistyki (PAA) einen Antrag auf eine Bewertung des BWRX-300 gestellt. Mit der Stellungnahme der PAA soll festgestellt werden, ob die Auslegung den Anforderungen an die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz entsprechen, die sich aus den Bestimmungen des Atomgesetzes des Landes ergeben, oder ob der Investor entsprechende Änderungen vornehmen muss. (WNN 2023c)

Insgesamt reichte OSGE Unterlagen zu 13 Bereichen der BWRX-300-Technologie ein. Die technischen Unterlagen basieren auf Dokumenten, die von der GEH für die kanadische Kommission für nukleare Sicherheit (CNSC) im Rahmen des VDRPhase 1 und 2 erstellt wurden. Im Februar 2023 hatten die kanadischen und polnischen Aufsichtsbehörden vereinbart, bei der Bewertung des Reaktors BWRX-300 zusammenzuarbeiten. (WNN 2023d)

In ihrer Stellungnahme im Mai 2023 kommt der Präsident der PAA zu dem Schluss, dass die bei der Auslegung der BWRX-300-Technologie zugrunde gelegten Annah-

men korrekt sind und den Anforderungen des polnischen Atomgesetzes und ausgewählter Vorschriften für die Sicherheit kerntechnischer Anlagen entsprechen. Zudem wies der Präsident der PAA in der Stellungnahme auch auf technische Annahmen der BWRX-300-Technologie hin, die vor der Einleitung des ordnungsgemäßen Verwaltungsverfahrens zur Erlangung von Genehmigungen erneut überprüft werden müssen. (WNN 2023c).

Laut OSGE (2023) ist die Wahl der BWRX-300-Technologie durch OPG in Kanada, mit der OSGE eng zusammenarbeitet, ein wichtiger Faktor für die Durchführung des Projekts in Polen. Das bedeutet, dass das erste polnische Kernkraftwerk mit BWRX-300-Technologie ein NOAK-Projekt sein wird und das kanadische Projekt als FOAK-Projekt, das Referenzprojekt für das polnische Projekt sein wird. Dies wird es ermöglichen, die kanadische Erfahrung bei der Entwicklung, der Vorbereitung des Investitionsprozesses, der Lizenzierung, dem Bau und dem Betrieb eines Kernkraftwerks desselben Typs in Polen zu nutzen.

Da es sich jedoch nur um eine allgemeine Stellungnahme handelt und die PAA bisher keine Erfahrung mit der Bewertung von Reaktoren hat, ist die Stellungnahme der Behörde nicht sehr aussagekräftig. (THOMAS und SEQUENS 2023)

Die fehlenden Erfahrungen des zukünftigen Betreibers im Nuklearbereich und das Fehlen von qualifiziertem Personal stellt eine zusätzliche Herausforderung für den Betrieb des BWRX-300 in Polen dar.²⁵

Sicherheitskonzept/Wesentliche Sicherheitseigenschaften

Die grundlegende Sicherheitsphilosophie des BWRX-300 basiert auf der Nutzung inhärenter Margen (hohes Kühlmittelvolumen für größere Sicherheitsmargen bei Ereignissen) sowie einem passiven Kühlmittelumlauf im Leistungsbetrieb und bei allen Ereignissen. Das gestaffelte Sicherheitskonzept, das bisher bei Kernkraftwerken verwendet wird, ist auch Basis der Sicherheitsphilosophie des BWRX-300.

Die Beherrschung von schweren Unfällen des BWRX-300 basiert auf einer passiven Wärmeabfuhr über das Isolation-Kondensatorsystem (ICS) oder das Containment-Kühlsystem (PCCS). Weder eine Kondensationskammer noch Sicherheitsventile sollen notwendig sein. Bei Kühlmittelverluststörfällen ist laut Hersteller weder eine Kerninjektion noch eine Notstromversorgung erforderlich.

Die wichtigsten konstruktiven Änderungen des BWRX-300 betreffen die Verringerung der Komplexität der Sicherheitssysteme. Dieses dient laut OSGE (2023) der Abbildung von unerwünschten Ereignissen und der Senkung der Kosten. Zwei wichtige Änderungen in Bezug auf die Sicherheitsmerkmale sind laut IAEA (2019a):

²⁵ Anmerkung: Der Reaktortyp BWRX-300 wurde auch von dem kleinen estnischen Privatunternehmen Fermi Energy ausgewählt, das 2019 mit der Zielsetzung startete, einen SMR in Estland bis Anfang der 2030er Jahre bereitzustellen. Im Jahr 2020 vereinbarten GE-Hitachi und ČEZ im Rahmen einer Absichtserklärung, die Machbarkeit des Baus des BWRX-300 in der Tschechischen Republik zu untersuchen. Ob diese Projekte realisiert werden, kann noch nicht bewertet werden, es wird von den Erfahrungen in Kanada, der USA und Polen abhängen.

- Die Einführung von Absperrventilen für den Reaktordruckbehälter (RDB). Die Isolierung des Reaktordruckbehälters bei einem Kühlmittelverluststörfall (LOCA) ermöglicht eine bessere Gewährleistung des Erhalts des Kühlmittelinventars, wodurch die Schwere des Unfalls minimiert wird. Dies wird durch die Größe des BWRX-300-Behälters im Verhältnis zu seinem Kern unterstützt, wodurch er einen größeren relativen Kühlmittelvorrat aufweist. Diese Tatsachen ermöglichen laut GEH (2023) die Beseitigung anderer Sicherheitssysteme, die LOCAs eindämmen sollen (z.B. sicherheitsrelevante Einspeisung und Druckentlastung).
- Beseitigung von Sicherheitsventilen. Da die versehentliche Betätigung eines Überdruckventils die häufigste Ursache für einen Kühlmittelverluststörfall ist, werden sie aus der Auslegung entfernt. Der Schutz vor übermäßigem Druckanstieg im Reaktor soll stattdessen durch die Einbeziehung des ICS gewährleistet werden, das auch zur Nachwärmeabfuhr verwendet wird. Dies wird auch durch das relativ große Kühlmittelinventar des Reaktordruckbehälters unterstützt.

Isolationskondensator-System und Containment-Kühlsystem

Das **passive Containment-Kühlsystem (Passive Containment Cooling System, PCCS)** nutzt die natürliche Zirkulation zur Wärmeübertragung vom Sicherheitsbehälter zum Ausrüstungspool, um Druck und Temperatur des Sicherheitsbehälters bei Unfällen oder bei Ausfall der aktiven Containment-Kühlung innerhalb der Auslegungsgrenzen zu halten. Die Zu- und Ableitungen aus dem Pool sind an Rohrleitungen im Sicherheitsbehälter angeschlossen.

Das PCCS besteht aus mehreren Wärmetauschern im Containment, die bei Kühlmittelverluststößen die Wärme aus dem Containment an die mit Wasser gefüllte Reaktorgrube oberhalb des Reaktordruckbehälters abführen. Diese ist ebenfalls zur Atmosphäre hin geöffnet und soll für 72 Stunden ohne die Notwendigkeit von Personalmaßnahmen oder Wechselstromversorgung die Kühlung sicherstellen.

Der PCCS-Betrieb erfordert keine Sensor-, Steuer-, Logik- oder strombetätigten Geräte für den Betrieb. Da es keine Containment-Absperrventile zwischen den PCCS-Wärmetauschern und dem Containment gibt, befindet sich der PCC immer im "Bereitschaftszustand". Allerdings trägt das PCCS im Normalbetrieb nicht wesentlich zur Wärmeabfuhr bei.

Das PCCS wird wirksam, wenn nach einem Rohrbruch Dampf in den Sicherheitsbehälter abgelassen wird. Durch den Dampfaustritt in den Sicherheitsbehälter steigt die Temperatur des Sicherheitsbehälters und der Dampfgehalt erhöht sich, so dass eine Kondensation stattfinden kann. Die vom Sicherheitsbehälter auf das PCCS übertragene Wärme wird durch die natürliche Zirkulation des Wassers in der Einphasenströmung abgeführt und an das Pool abgegeben. (GEH 2023)

Die Nachwärmeabfuhr wird bei Ereignissen mit Primärkreisabschluss über das **Isolationskondensatorsystem (ICS)** sichergestellt. Die Wärme wird an den IC-Pool abgegeben, der zur Atmosphäre hin geöffnet ist und eine Karenzzeit von sieben Tagen

gewährleistet. Das ICS ist ein durch natürliche Zirkulation angetriebenes Sicherheitssystem, das bei einem Verlust der normalen Wärmesenke die Notkühlung des Reaktorkerns, die Nachwärmeabfuhr und den Überdruckschutz des RDB gewährleisten soll.

Das System besteht aus drei identischen und unabhängigen Kreisläufen, jeweils bestehend aus: einem Paar Wärmetauschern; einem ICS-Pool oberhalb des Sicherheitsbehälters, in den die Wärmetauscher eingetaucht sind; Dampfzufuhr- und Kondensatrücklaufleitungen zum/vom RDB, die beide Wärmetauscher versorgen; für jede Zufuhr-/Rücklaufleitung ein Paar RDB-Absperrventile in Reihe, die in den RDB integriert sind und einem Paar paralleler Kondensatrücklaufventilen. Für einen Kühlmittelverlustunfall werden zwei Stränge benötigt.

Die Wärme wird durch natürliche Zirkulation vom Dampf im RDB-Deckel zu dem Pool übertragen, wo sie kondensiert und in den Behälter zurückgeführt wird. Das Wasser im Pool verdampft und entweicht in die Atmosphäre, die die ultimative Wärmesenke darstellt.

Das ICS steht normalerweise unter Reaktordruck, da es nur durch die Kondensatrücklaufventile vom RDB isoliert ist. Die Wärmeübertragung von der Kondensatrücklaufleitung zum ICS-Pool führt daher zur Kondensatbildung in der Leitung. Das System wird in Betrieb genommen, indem eines der beiden Kondensatrücklaufventile geöffnet wird.

Das ICS kann manuell vom Hauptkontrollraum (MCR) aus in Betrieb genommen werden, automatisch durch das Signal des Schutzsystems oder passiv bei einem Ausfall der Gleichstromversorgung (Fail-Safe).

Obwohl BWRX-300 passive Sicherheitssysteme ohne Notwendigkeit von Wechselstrom hervorhebt, benötigt der Betrieb des Isolationskondensator-Systems (ICS) zur Reaktordruckbehälter-Druckentlastung und Abfuhr der Nachzerfallwärme eine einmalige automatische Aktivierung mit bauseitiger batteriegestützter Gleichstromversorgung (vorbehaltlich einer zusätzlichen Prüfung während des Antragsverfahrens). (ENCO 2022)

Ein vereinfachtes Diagramm der erwarteten Konstruktion des ICS ist in der folgenden Abbildung dargestellt.

Es ist noch zu betonen, dass die passiven Sicherheitssysteme noch nicht betriebsgeprüft sind.

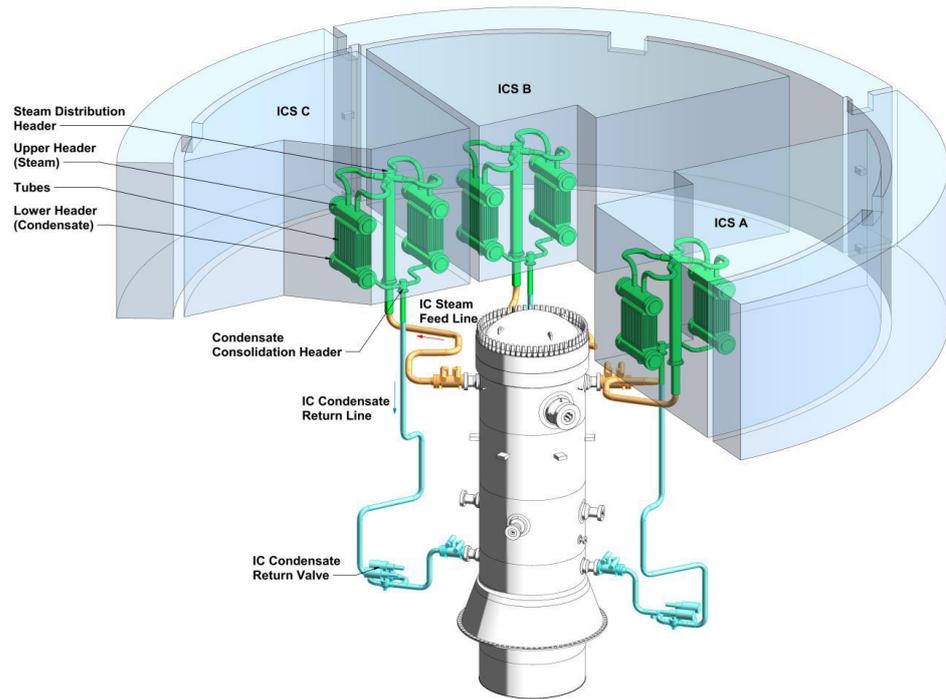


Abbildung 3: Schematische Darstellung des Isolationskondensatorsystems (ICS)

Passive Sicherheitssysteme

Ein wesentliches Merkmal des BWRX-300 ist der Einsatz von passiven Sicherheitssystemen. Die beiden passiven Kühlsysteme sind: das Isolationskondensatorsystem (ICS) und das passive Containment-Kühlsystem (PCCS).

Passive Sicherheitssysteme kommen bei der Planung von Kernkraftwerken immer häufiger zum Einsatz. Im Allgemeinen wird davon ausgegangen, dass diese eine größere Zuverlässigkeit bei deutlich geringeren Bau- und Wartungskosten bieten. Die Verwendung von Sicherheitssystemen, die durch natürliche Phänomene angetrieben werden, könnte als Vorteil angesehen werden.

Die natürliche Zirkulation kann zwar zuverlässiger sein als eine Pumpe, aber es ist weniger klar, wie man ihre Zuverlässigkeit quantifizieren kann. Die Kräfte, die eine natürliche Zirkulation bewirken, hängen von thermohydraulischen Faktoren ab, die nur unzureichend verstanden werden und mit großen Unsicherheiten behaftet sein können. Aufgrund der im Vergleich zu aktiven Komponenten geringeren Durchflussmengen bei der natürlichen Zirkulation können sich diese Unsicherheiten stärker auf die Fähigkeit des Systems auswirken, um seine Funktion ordnungsgemäß zu erfüllen - d. h. es besteht eine größere Unsicherheit hinsichtlich seiner Zuverlässigkeit.

Bei der Bewertung der Zuverlässigkeit passiver Sicherheitssysteme ist zu berücksichtigen, dass es schwierig ist, aussagekräftige PSA zu erstellen, da es schwer möglich ist, den passiven Sicherheitssystemen unter allen Bedingungen Ausfallwahrscheinlichkeiten zuzuordnen:

- Die Ableitung aussagekräftiger Zuverlässigkeitsmessungen wird aufgrund der Unsicherheiten bei den verwendeten Naturkräften erschwert.
- Die Parameter, die einen großen Einfluss auf die treibenden Naturkräfte haben und deren Werte unsicher sind, sind oft voneinander abhängig.
- Im Gegensatz zu aktiven Komponenten können passive Systeme einen großen Zwischenzustand zwischen den einfachen Zuständen "Erfolg" oder "Versagen" aufweisen, was ihre Integration in traditionelle Sicherheitsanalysen erschwert.

Das gestaffelte Sicherheitskonzept ist das grundlegende Sicherheitsprinzip auch für neuere Reaktorkonzepte, bei denen in größerem Umfang passive Systeme eingesetzt werden. Entscheidend für dieses Sicherheitskonzept ist, dass ein ausreichendes Maß an Unabhängigkeit zwischen den verschiedenen Ebenen erreicht wird. Die Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen ist beim BWRX-300 nicht gegeben.

Es ist zudem Vorsicht geboten, was den wirklich passiven Charakter von Sicherheitssystemen angeht. Die meisten dieser Systeme beruhen auf Änderungen des mechanischen Zustands der Komponenten (z. B. Ventil offen), auf Betätigungssignalen und auf Batteriestrom.

Außerdem ist ein passives Sicherheitssystem möglicherweise nicht in der Lage, die ihm zugewiesene Funktion zu erfüllen, selbst wenn kein mechanisches oder elektrisches Versagen vorliegt. Denn ein passives Sicherheitssystem kann auf Phänomene geringer Intensität (z. B. natürliche Konvektion) angewiesen sein, die unter bestimmten Bedingungen nicht ausreichen, um seine Funktion zu erfüllen. Ein solches Versagen kann auftreten, wenn die beteiligten Phänomene empfindlich auf die Systemgeometrie (z. B. die Empfindlichkeit gegenüber Druckverlusten), die Umgebungsparameter und die Diskrepanz zwischen den Auslegungserwartungen und den tatsächlichen Bedingungen zum Beispiel auf externe Einwirkungen (Klima, Erdbeben usw.) reagieren.

Da die Größe der natürlichen Kräfte, die den Betrieb passiver Systeme antreiben, relativ gering ist, können Gegenkräfte (z. B. Reibung) von vergleichbarer Größe sein und einen größeren Einfluss haben, als dies im Allgemeinen bei Systemen mit Pumpen der Fall ist.

All diese Aspekte wirken sich auf die thermohydraulische Leistung des passiven Systems aus. Obwohl die thermohydraulischen Prinzipien, keine hochkomplexen Modelle erfordern, müssen die Bandbreite der Bedingungen und die Genauigkeit der Berechnungen neu entwickelt und validiert werden. Darüber hinaus müssen unerwünschte Phänomene wie Instabilitäten oder Rückströmungen zuverlässig vorhergesagt werden. (IRSN 2016, 2019a; TRUNDLE 2023)

Die Reactor Harmonization Working Group der WENRA betont die potenzielle Notwendigkeit, den Regulierungsbehörden spezifische Nachweise für passive Sicherheitssysteme vorzulegen. (WENRA 2018)

Integrationsmöglichkeiten in bestehendes Stromsystem/Lastfolgebetrieb

Der BWRX-300 ist vor allem für den Grundlastbetrieb vorgesehen. Der BWRX-300 soll aber auch in der Lage sein, die tägliche Last zu regulieren, um die Schwankungen erneuerbarer Energien zu kompensieren. Dazu soll eine Lastfolge im Bereich 50 bis 100% der Leistung, mit einer Leistungsänderung von 0,5% pro Minute möglich sein. (OSGE 2023) Die entspricht jedoch nicht den Anforderungen der EPRI zur Lastfolgefähigkeit von SMR.

Der Lastfolgemodus laut EPRI URD²⁶ sieht folgende Anforderungen für SMR vor: In einem 24 h Lastzyklus muss eine Leistungsänderung von 100% zu 20% zu 100% mit einer Anstiegsrate von 40% pro Stunde möglich sein, sowie ein automatischer Frequenzgang mit möglicher Schrittländerung von 20% in 10 Minuten und einer Toleranz gegen Frequenzschwankungen. (ENCO 2022)

In OSGE (2023) wird erklärt, dass der Kern des BWRX-300 so ausgelegt ist, dass die Lastfolgemanöver über Steuerstabbewegungen durchgeführt werden können. Zudem kann der BWRX-300 die elektrische Leistung schneller reduzieren, indem er Dampf in den Kondensator (Turbinenbypass) abbläst.²⁷

Generell bringt der Betrieb von Reaktoren im Lastfolgebetrieb technische Nachteile mit sich, da die Anlagenteile zahlreichen thermischen Belastungszyklen ausgesetzt sind; dies erfordert anspruchsvollere Systeme zur Reaktorüberwachung und -steuerung. Kontinuierliche Lastschwankungen stellen generell eine Herausforderung für den Reaktorkern und andere Systeme dar, da thermische Zyklen den Brennstoff beeinträchtigen und thermische Spannungen in den Hauptkomponenten verursacht, was zu einer schnelleren Alterung führt. Wenn die Temperaturgradienten beträchtlich sind, können diese zyklischen Temperaturänderungen zu lokalen strukturellen Schäden (Ermüdung) an diesen Elementen führen. (OECD/NEA 2011)

Eine der wesentlichen Voraussetzungen für das Lastwechseln bzw. für jede signifikante Leistungsänderung ist die Gewährleistung einer ausreichenden Brennstoffzuverlässigkeit. Die Manövrierfähigkeit des Reaktors kann durch ein Versagen der Brennelementhüllrohre beeinträchtigt werden, das unter anderem durch die Wechselwirkung zwischen Pellet und Hüllrohren (PCI) und Spannungsrisskorrosion (SCC) verursacht wird.

Ein Beispiel für ein Brennstoffproblem aufgrund des Lastfolgebetriebs zeigte sich in den letzten Jahren in mehreren Kernkraftwerken in Deutschland, es wurde eine erhöhte Oxiddicke an den Brennstäben festgestellt, die eine Gefahr darstellen kann. Um den Korrosionsmechanismus einzuschränken, wurde unter anderem eine Einschränkung des Lastfolgebetriebs eingeführt.

Für Reaktoren gibt es zudem Grenzen bei der Regulierung der Energieerzeugung im unteren Leistungsbereich (weniger als 30 %); und einen Reaktor abzuschalten und einfach wieder anzufahren ist technisch nicht möglich. Ein Betriebsmodus, in dem

²⁶ Utility Requirements Document

²⁷ Der Betrieb des Reaktors und das direkte Ablassen von Dampf in den Kondensator über den Bypass ist jedoch eine Verschwendung von erzeugter Energie.

der Reaktor abgeschaltet und dann neu gestartet würde, ist durch den physikalischen Effekt der „Xenonvergiftung“ im Reaktor begrenzt.

Im niedrigen Leistungsbereich fallen mehr Spaltprodukte an, die Neutronen absorbieren. Dies kann zu gefährlichen Reaktorzuständen führen. Im Falle einer Neutronenvergiftung muss ein Reaktor so lange abgeschaltet werden, bis die Spaltprodukte durch radioaktiven Zerfall ausreichend verschwunden sind.

Ob bei dem BWRX-300 die beobachteten und erwarteten Probleme durch die Auslegung verringert werden, ist noch nicht belegt und wird sich in der Praxis noch zeigen müssen.

Zusätzlich entsteht ein wirtschaftlicher Nachteil des Lastfolgebetriebs, wenn die Anlagen mit reduzierter Leistung betrieben werden. Beim Betrieb in einem Netz, das von erneuerbaren Energien dominiert wird, haben SMR möglicherweise relativ wenige aktive Betriebsstunden. Da die Betriebskosten fast gleich sind, unabhängig davon, ob ein SMR Strom erzeugt oder nicht, bedeutet dies, dass die Stromgestehungskosten für einen SMR im Lastfolgebetrieb höher sein werden.

Der Anteil an erneuerbaren Energien an der Stromerzeugung in Polen lag 2022 bei 19,3 Prozent, daher wird vermutlich eine Integration von Strom aus Kernkraftwerken technisch und wirtschaftlich wenig problematisch sein.

Es legt aber auch den Strommix in Polen für Jahrzehnte fest und wird eine Erhöhung des Anteils aus erneuerbaren Energien zur Stromversorgung erheblich erschweren und behindern. SOVACOOOL et al. (2020) analysierten nationale Kohlenstoffemissionen und die Stromerzeugung aus erneuerbaren Energien und aus Kernkraftwerken in 123 Ländern über einen Zeitraum von 25 Jahren. Sie stellen fest, dass größere nationale Atomprogramme in der Regel nicht mit signifikant niedrigeren Kohlenstoffemissionen verbunden sind, Programme mit erneuerbaren Energien hingegen schon. Sie finden auch eine negative Korrelation zwischen dem Umfang der nationalen Programme für Kernkraft und erneuerbare Energien, d.h. Kernenergie und erneuerbare Energien verdrängen sich gegenseitig.

Wirtschaftlichkeit

Der BWRX-300 wird genau wie andere SMR die Versprechungen bezüglich der Bauzeit und der Kosten erst beweisen müssen. Es ist davon auszugehen, dass ein verkleinerter Reaktor im Vergleich zu einem großen Reaktor unter sonst gleichen Bedingungen pro kW Leistung teurer sein wird.²⁸

Viele Entwickler versprechen eine rasche Preissenkung von FOAK (First-of-a-Kind) auf NOAK (Nth-of-a-Kind) Reaktoren. Aber auch das wird sich noch zeigen müssen. Die erwartete Reduzierung soll für die NOAK-Anlagen gelten, für die sie eine Preissenkung von 30% oder mehr im Vergleich zu FOAK versprechen. Um die versprochene Wirtschaftlichkeit zu erreichen, sind SMR jedoch auf eine große Anzahl von gebauten Reaktoren angewiesen.

²⁸ So werden beispielsweise vier Reaktordruckbehälter (RDB) für 300-MW-Reaktoren teurer sein als ein RDB für einen 1200-MW-Reaktor.

GEH schätzt für die FOAK eines BWRX-300 Kosten von 3000 \$/MWh und für die NOAK dann 2250 \$/MWh (Reduzierung um 25%). Dabei handelt es sich eher um Zielvorgaben als um Werte, die auf verlässlichen Quellen beruhen und wahrscheinlich von verschiedenen Annahmen abhängen, z. B. den Betriebsstunden pro Jahr, dem Finanzierungskonzept und den Kosten, dem Zeitplan für den Bau der Anlage usw. Die Zuverlässigkeit und Plausibilität der Kostenschätzung sind laut ENCO (2022) zurzeit noch fraglich.

Ein weiteres Problem bei den SMR ist ihr Lastfolgebetrieb. Alle Kernkraftwerke inklusive SMR sind gleichermaßen wirtschaftlich am besten für den Grundlastbetrieb geeignet, bei dem die Baukosten auf die maximalen Produktionsstunden verteilt werden. Beim Betrieb im Lastfolgebetrieb und der Stromerzeugung über einen kürzeren Zeitraum verteilen sich die Baukosten jedoch auf eine geringere Gesamtenergieerzeugung.²⁹

Die Argumente der SMR-Befürworter sind laut THOMAS und SEQUENS (2023) daher nur unbelegte Spekulationen. Nach allen Erfahrungen mit der Kerntechnik ist davon auszugehen, dass sich diese Behauptungen mit hoher Wahrscheinlichkeit nicht bestätigen werden und nur wenige Aufträge vergeben werden, bevor sich die Kernenergiebranche von diesen Technologien verabschiedet und sich anderen, neueren Technologien zuwendet.³⁰

Eine modulare Bauweise und die Serienproduktion von Modulen könnte zu einer Preissenkung führen, das Erreichen dieser Ziele bleibt aber eine (große) Herausforderung und erfordert eine hohe Gesamtinvestition.

Da noch kein BWRX-300 oder SMR gebaut und in Betrieb genommen wurde, wird es noch einige Jahre dauern, bevor die Versprechen zur Kostenreduzierung überprüft werden können. Zweifel bestehen jedoch, denn die Geschichte der Kernenergie ist voll von Behauptungen, die zunächst logisch erschienen, aber nicht in die Praxis umzusetzen waren. Die tatsächlichen Kosten der Kernkraft sind in den sechs Jahrzehnten ihrer kommerziellen Geschichte stetig gestiegen. Zudem wurden die Reaktoren aufgrund der überzeugenden Behauptung von Größenvorteilen in den letzten Jahrzehnten immer größer.

Standardisierung

Die Verzögerungen und Kostenüberschreitungen bei Nuklearprojekten werden zum Teil auf den großen Umfang der Montagearbeiten vor Ort zurückgeführt, was angeblich in einer Fabrik effizienter zu organisieren wäre. Reaktoren benötigen jedoch

²⁹ Die Kosten bleiben bei geringerer Erzeugung etwa gleich, da die Einsparungen durch die geringere Brennstoffausnutzung einen kleinen Bruchteil der Betriebskosten darstellen (Personalkosten, Wartung, Verbrauchsmaterial usw. bleiben mehr oder weniger gleich).

³⁰ Im Rahmen des Programms "Nuclear 2010" von US-Präsident George W. Bush wurden 33 Reaktorprojekte angekündigt, von denen jedoch nur vier tatsächlich gestartet wurden und zwei während der Bauphase abgebrochen wurden.

immer auch umfangreiche Arbeiten am Standort, wie die Errichtung von Fundamenten und Strom- und Wasserzuleitungen.³¹

Laut OSGE (2023) werden die Hauptkomponenten des BWRX-300 in spezialisierten Fertigungsstätten hergestellt und als vorgefertigte Komponenten montagefertig an den Standort geliefert. Dieses Vorgehen soll hohe Qualitätsstandards der hergestellten Komponenten und eine erhebliche Verkürzung der Bauzeit ermöglichen.

Für den BWRX-300 wird laut ENCO (2022) allgemein ein Verhältnis von Fabrik- zu Standortaktivitäten von 60 zu 40 angegeben. Wie dieses Verhältnis am Standort Stawy Monowskie in Polen sein wird, ist nicht bekannt.

Der Schlüssel zum wirtschaftlichen Erfolg von SMR soll in einer großen Anzahl identischer Module liegen, die produziert, gebaut und betrieben werden. Es gibt jedoch viele SMR-Designs, die auf dem Markt konkurrieren werden. Dies würde zu einer höheren Anzahl von Typen führen und die Standardisierung effektiv beeinträchtigen. Eine Produktionslinie würde kontinuierlich weitere Aufträge benötigen, um in Betrieb zu bleiben.

Vor allem aber würde die Serienproduktion das Risiko eines standardisierten Fehlers mit sich bringen. Bei der Herstellung identischer Komponenten besteht das Risiko, dass ein Fehler in der Konstruktion mit der Zeit in allen Anlagen auftritt, deren Komponenten die betreffende Produktionslinie durchlaufen haben. (THOMAS und SEQUENS 2023)

Dieses Phänomen zeigte sich deutlich in Frankreich, als 2022 eine große Anzahl von Reaktoren aus Sicherheitsgründen abgeschaltet wurde, weil Bedenken wegen Korrosion und Rissbildung an belasteten Komponenten. Die Entdeckung von Rissen in den Notkühlsystemen des Reaktorkerns im Dezember 2021 führte zur Abschaltung der vier größten (1.450 MW) und jüngsten französischen Reaktoren der Serie N4. Später stellte sich heraus, dass auch einige 1.300-MW-Reaktoren - es gibt 20 solcher Blöcke - ähnliche Symptome zeigen, und seit Mitte 2022 sind 12 Reaktoren wegen des Problems abgeschaltet. Obwohl Spannungskorrosion ein bekanntes Phänomen ist, das bereits bei anderen Komponenten der französischen KKW-Flotte aufgetreten war, hatte man diese Art von Rissen bei diesen Anlagen nicht erwartet. Inwieweit das Problem auch die 900-MW-Reaktoren – 32 Blöcke – betrifft, ist noch unklar. Diese werden erst bis 2025 untersucht. (ASN 2023; WNISR 2023)

Weiterhin besteht auch bei industrieller Serienproduktion das Risiko, dass aufgrund von Betrug und Fälschung Komponenten nicht die geforderte Qualität erfüllen. (PISTNER et al. 2021) Auch dieses ist bereits in großem Umfang z. B. in Frankreich aufgetreten. Die französische Atomsicherheitsbehörde (Autorité de Sûreté Nucléaire - ASN) erklärte am 5. Mai 2016, dass "Unregelmäßigkeiten" in den Unterlagen zu

³¹ Die modulare Bauweise ist offensichtlich keine Garantie die Einhaltung von Budget und Zeitplan: Der AP1000-Reaktor wird als modular bezeichnet, der Bau der vier AP1000-Blöcke in China hat sich um sechs Jahre verzögert und lag 60 % über dem Budget. Von den beiden Projekten in den USA musste eines abgebrochen werden, weil Kosten und Zeitplan erheblich überschritten wurden, während das andere etwa sechs Jahre im Verzug ist und bereits dreimal über dem Budget liegt. (THOMAS und SEQUENS 2023)

den Fertigungskontrollen von rund 400 Bauteilen gefunden wurden, die seit 1965 im Areva-Schmiedewerk Le Creusot in Frankreich hergestellt wurden.³² (NEI 2016)

4.3 Schlussfolgerungen und Forderungen

Es wird betont, dass der Reaktortyp BWRX-300 bereits der 10. von GE entwickelte Siedewasserreaktor (SWR) ist. Die Entwicklungsgeschichte ist jedoch keine Erfolgsgeschichte. Die letzten beiden Reaktortypen (SBWR und ESBWR) wurden nie gebaut, und vom letzten gebaute Reaktortyp (ABWR) wurden nur vier Reaktoren in Japan errichtet, deren Betrieb zudem seit mehr als zehn Jahren ausgesetzt ist. Unter den Vorgängern war der Reaktor, in dem sich 2011 der Unfall von Fukushima ereignet hat. Bemerkenswert ist auch, dass der BWRX-300 unter den weit entwickelten SMR der einzige SWR ist. Auch unter den Neubauprojekten befinden sich außer vier ABWR (deren Bau zudem ausgesetzt ist) keine weiteren SWR. Das liegt auch daran, dass sich aufgrund von Sicherheitsaspekten weltweit gegen das Konzept des SWR entschieden wurde.

Die wichtigsten konstruktiven Änderungen des BWRX-300 betreffen die Verringerung der Komplexität der Sicherheitssysteme. Dieses dient laut OSGE (2023) der Abmilderung von unerwünschten Ereignissen und der Senkung der Kosten. Es ist offensichtlich, dass für die letzten Reaktorentwicklungen und insbesondere für den BWRX-300 eine Reduzierung der Kosten im Vordergrund stand. Die Reduzierung der Anzahl der Sicherheitssysteme ist nicht ohne eine Reduzierung des Sicherheitsniveaus möglich. Ob die jeweiligen Genehmigungsbehörden im Genehmigungsverfahren diese Designänderungen akzeptieren werden und wie groß der tatsächliche Abbau des Sicherheitsniveaus sein wird, kann zum jetzigen Zeitpunkt noch nicht bewertet werden.

Die Beherrschung von schweren Unfällen des BWRX-300 basiert auf einer passiven Wärmeabfuhr (durch natürliche Zirkulation) über das Isolation-Kondensatorsystem (ICS) oder das Containment-Kühlsystem (PCCS). Ein passives Sicherheitssystem ist möglicherweise nicht in der Lage, die ihm zugewiesene Funktion zu erfüllen, da es auf Phänomenen geringer Intensität beruht, was empfindlich auf die Umgebungsparameter oder externe Einwirkungen (Klima, Erdbeben usw.) reagieren kann. Da die Größe der natürlichen Kräfte relativ gering ist, die den Betrieb passiver Systeme antreiben, können Gegenkräfte (z. B. Reibung) einen größeren Einfluss haben. Zudem benötigen die meisten passiven Systeme, so auch das ICS-System, eine Aktivierung. Es ist weiterhin zu betonen, dass die passiven Sicherheitssysteme des BWRX-300 noch nicht betriebsgeprüft sind. Es stellt sich die Frage, nach einer ausreichenden Zuverlässigkeit der passiven Systeme des BWRX-300 und einer ausreichenden Rechtfertigung der Reduzierung der aktiven Sicherheitssysteme.

³² Die Feststellungen waren das Ergebnis einer Qualitätsprüfung in Le Creusot, die auf Veranlassung der ASN eingeleitet wurde, nachdem Anomalien im Reaktordruckbehälter (RDB) des Neubauprojekts Flamanville 3 festgestellt worden waren. Dies warf Fragen zur Qualitätskontrolle und zum Kohlenstoffgehalt des Stahls im RDB auf.

Wesentliche Sicherheitsphilosophie für Kernkraftwerke, auch für den BWRX-300, ist das gestaffelte Sicherheitskonzept. Dazu gehört auch die Unabhängigkeit der Sicherheitsebenen, diese ist jedoch beim BWRX-300 nicht gegeben.

Letztendlich ist erst nach Festlegung der in Kapitel 2 dargestellten Anforderungen an die Auslegung die Sicherheit des BWRX-300 in Polen zu bewerten.

Laut OSGE (2023) befindet sich das BWRX-300 Design in den USA, Kanada und Großbritannien in der Lizenzierungsphase. Dies ist nicht vollständig zutreffend. Im Jahr 2019 bzw. 2020 starteten die Vorprüfungsverfahren in den USA und in Kanada. Erst für 2024 ist jeweils die Einreichung des Lizenzantrags geplant. Auch in Großbritannien hat das Verfahren noch nicht begonnen. Insofern kann die polnische Aufsichtsbehörde nur beschränkt auf die Ergebnisse in anderen Ländern aufbauen.

In den USA läuft seit vier Jahren nur die Vorprüfung für das BWRX-300 Design, da das Design noch nicht fertiggestellt ist. Ein Genehmigungsverfahren kann erst durchgeführt werden, wenn das Design fertiggestellt ist.

Die kanadische Aufsichtsbehörde (CNSC) hat nach Abschluss der Vorprüfungen des Designs mitgeteilt, dass weitere Entwicklungen in einigen technischen Bereichen erforderlich sind. Dazu gehören wesentliche Punkte wie die gemeinsame Nutzung von Komponenten von verschiedenen Sicherheitsebenen die Analyse schwerer Unfälle und die Verfahren zur Abschaltung des Reaktors. Zudem muss eine Sicherheitsanalyse in Übereinstimmung mit den gültigen Verfahren durchgeführt werden. Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass in Bezug auf das Design und die Sicherheitsanalyse des BWRX-300 noch viel Arbeit erforderlich ist.

Da sich die Technologie noch in der Entwicklung befindet, sind einige Probleme für das FOAK-(=First-of-a-Kind) Design unvermeidbar. Die bei GEH vorhandene Erfahrung könnte die lizenzrechtlichen Überprüfungen erleichtern, erfordert aber dennoch einen hohen Aufwand für die Entwicklung von Sicherheitsanalysen und Nachweisführung für die neu entwickelten Funktionen.

Die Wahl des BWRX-300 durch OPG in Kanada ist ein wichtiger Faktor für die Durchführung des Projekts in Polen. Denn dadurch würde laut OSGE das erste polnische Kernkraftwerk mit BWRX-300-Technologie ein NOAK-Projekt sein; so wäre es möglich, die kanadischen Erfahrungen für die Lizenzierung, den Bau und den Betrieb in Polen zu nutzen. Die Bewertung des CNSC zeigt, dass noch einige Designdetails und Sicherheitsanalysen erforderlich sind bis in Kanada eine Genehmigung erteilt werden kann. Eine Erteilung der Genehmigung kann nicht als sicher vorausgesetzt werden. Ob die dann ggf. gemachte Erfahrung, bereits bei der zweiten Anlage dieses neuen Typs erfolgreich umgesetzt werden kann, ist zu bezweifeln. Es ist zudem zu berücksichtigen, dass die polnische Aufsichtsbehörde (PAA) bisher keine Erfahrung mit der Genehmigung von Reaktoren hat. Die fehlenden Erfahrungen des zukünftigen Betreibers im Nuklearbereich und das Fehlen von qualifiziertem Personal stellt eine zusätzliche Herausforderung bzw. Problem für den Betrieb des BWRX-300 in Polen dar.

Laut OSGE (2023) werden die Hauptkomponenten des BWRX-300 in spezialisierten Fertigungsstätten hergestellt und als vorgefertigte Komponenten montagefertig an den Standort geliefert. Eine Serienproduktion würde das Risiko eines standardisier-

ten Fehlers mit sich bringen: ein Fehler kann in allen Anlagen auftreten, deren Komponenten die betreffende Produktionslinie durchlaufen haben. Weiterhin besteht bei industrieller Serienproduktion das Risiko, dass aufgrund von Betrug und Fälschung Komponenten nicht die geforderte Qualität erfüllen.

Der BWRX-300 wird die Versprechungen bezüglich der Bauzeit und der Kosten erst beweisen müssen. Bei den angegebenen Werten (Bauzeit: 30 -36 Monate, Kosten: 2250 \$/MWh) handelt es sich eher um Zielvorgaben als um Werte, die auf verlässlichen Quellen beruhen.

Der BWRX-300 soll vor allem im Grundlastbetrieb, aber auch im Lastfolgebetrieb eingesetzt werden. Ob die beim Lastfolgebetrieb beobachteten und erwarteten Probleme bei dem BWRX-300 durch die Auslegung verringert werden, ist noch nicht belegt und wird sich in der Praxis noch zeigen müssen. Da Kernenergie und erneuerbare Energien sich im Stromnetz gegenseitig verdrängen, wird durch die Inbetriebnahme des KKW eine Erhöhung des derzeitigen Anteils von ca. 19 Prozent aus erneuerbaren Energien zur Stromversorgung erheblich erschweren.

Forderungen

- Der UVP-Bericht sollte zum BWRX-300 die folgenden Informationen enthalten:
 - Technische Beschreibung der Anlage.
 - Detaillierte Beschreibungen der Sicherheitssysteme, einschließlich Angaben zu den Anforderungen an die wichtigen sicherheitsrelevanten Systeme und Komponenten.
 - ausführliche Beschreibung der Maßnahmen zur Beherrschung schwerer Unfälle oder zur Minderung ihrer Folgen.
- Darstellung welche Komponente und Systeme Funktionen/Aufgaben in mehreren Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitssystems übernehmen sollen.
- Im UVP-Bericht sollte dargestellt werden, welche Version des BWRX-300 gebaut werden soll, dieselbe Version wie in Kanada oder eine eigene polnische Version.
- Der UVP-Bericht sollte erklären, inwieweit internationale Anforderungen (WENRA, IAEO) in verbindlicher Form für den BWRX-300 angewendet werden müssen.
- Es muss sichergestellt werden, dass die Anforderungen an den Reaktortyp für das Projekt dem aktuellen Stand der Technik entsprechen.
- Es sollten keine technisch machbaren Anforderungen zur Erhöhung der Sicherheit aufgrund einer Reduzierung der Kosten entfallen.
- Vor Inbetriebnahme des BWRX-300 sollten der ordnungsgemäße Betrieb der geplanten passiven Sicherheitssysteme geprüft werden.
- Die polnische Aufsichtsbehörde sollte mit ausreichend personellen und finanziellen Ressourcen ausgestattet sein, um die Genehmigungsverfahren sicherheitsgerichtet durchführen zu können.

5 STANDORTANALYSE UND MÖGLICHE EXTERNE GEFAHREN AM STANDORT

5.1 Einleitung

Der Standort für die geplante Errichtung der BWRX-300 Reaktoren in Südpolen wird in OSGE (2023) kurz wie folgt charakterisiert:

Der Standort ist nur wenige Kilometer von den Städten Oświęcim (ca. 40.000 Einwohner), Libiąż, Zator und Chrzanów sowie weniger als 2 km von mehreren kleineren Ortschaften entfernt. Die geologische Situation ist durch die Lage im oberschlesischen Steinkohlebecken und im Vorland des karpatischen Falten- und Überschiebungsgürtel beschrieben; die hydrologische und hydrogeologische Situation durch die Nähe zu den Flüssen Soła, Skawa und Przemsza.

OSGE (2023) enthält nur unpräzise und unvollständige Darstellungen einzelner Naturgefahren, die den Standort betreffen können. Die Angaben sind wie folgt zusammenzufassen:

Karstphänomene, die durch Lösung von Kalk, Dolomit, Gips oder Anhydrit zu Baugrundschäden führen können, werden aus geologischen Gründen ausgeschlossen. Die lithologisch-hydrogeologische Charakteristik des Untergrundes schließt auch Baugrundschäden durch Suffusion aus.

Erdrutsche, die möglicherweise von einer Aschedeponie mit erheblicher Topographie unmittelbar südlich des Standorts ausgehen könnten, werden in OSGE (2023, S. 52) diskutiert. Der nördliche Abhang dieser etwa 30 m hohen Ascheaufschüttung fällt mit einem Gefälle von ca. 10-20% zum Standort ab. Eine Gefährdung des Standorts soll nach einer Analyse des Zentralinstituts für Bergbau (GIG), zitiert in OSGE (2023), nicht gegeben sein.

In Bezug auf seismotektonische Gefährdungen stellt OSGE (2023) fest, dass das polnische Staatsgebiet generell nur geringe Seismizität aufweist. Es seien keine historischen Erdbeben bekannt, die eine Intensität von $I_0=8$ erreicht haben. Weiters wird angegeben, dass tektonische Verwerfungen in der „Standortregion“ auf den prä-miozänen³³ geologischen Untergrund beschränkt sind. Die miozänen Molasse-Sedimente mit einem Alter von bis zu 23 Millionen Jahren sind demnach nicht von tektonischen Brüchen betroffen. OSGE (2023) enthält darüber hinaus keine Daten oder Ergebnisse einer geologischen Standortuntersuchung zum Ausschluss von Störungen oder zur Bewertung der standortspezifischen Erdbebengefährdung. Es wird jedoch darauf verwiesen, dass der Standort vom Institut für Geophysik der Polnischen Akademie der Wissenschaften „auf Seismizität und tektonische Aktivität hin untersucht wurde“ (S. 105).

Gefährdungen durch Bergbauaktivität: Nach OSGE (2023) gibt es keine potenziellen Auswirkungen von historischen oder aktuellen Bergbauen auf die Betriebssicherheit

³³ Miozän: geologischer Zeitraum ca. 24,6-5,1 Millionen Jahre vor heute

des Kernkraftwerks am Standort. Im Falle der Errichtung der geplanten SMRs müssen bei der möglichen Erteilung einer Abbaugenehmigung im Standortbereich gemäß dem Geologie- und Bergbaurecht die Sicherheitsbedingungen für die Anlage berücksichtigt werden.

Überflutung: Hochwässer der Weichsel mit Wiederkehrperioden von 500 Jahren gefährden den Standort nicht (OSGE 2023, Seite 65). Überflutungen sind jedoch durch das Versagen von Dämmen des Goczałkowice- und Tresna-Reservoirs (Weichsel bzw. Solna-Fluss) möglich. Die Angaben in OSGE (2023) werden so verstanden, dass nach Damm- oder Deichbrüchen Überflutungshöhen bis 4 m erreicht werden können. Das entsprechende Risiko soll in der Phase der detaillierten Umwelt- und Standortuntersuchung analysiert werden.

Überschwemmungen durch hohes Grundwasser: Der geplante KKW-Standort liegt aufgrund der geologischen und hydrologischen Gegebenheiten und seiner Lage im Mündungsgebiet der Flüsse Soła, Skawa und Przemsza in überschwemmungsgefährdetem Gebiet. Überschwemmungsgefahren durch hohes Grundwasser sollen in der detaillierten Standortstudie analysiert und bei der Entwicklung des baulichen Entwurfs berücksichtigt werden (OSGE 2023, Seite 66).

Angaben zu klimatischen und meteorologischen Bedingungen beschränken sich auf durchschnittliche Temperaturen, Niederschlagsmengen und Anzahl der Frosttage.

In Bezug auf den Schutz der Anlage vor externen Gefährdungen verweist OSGE (2023, S. 76) nur darauf, dass „in jeder Phase der Umsetzung und des Betriebs der BWRX-300-Technologie ... der Bauträger sowohl die nationalen Vorschriften als auch die IAEO-Richtlinien befolgen [wird]“. Angaben zur Auslegungsrundlage nach polnischem Regelwerk für KKW fehlen.

5.2 Diskussion und Bewertung

Die vorliegenden Unterlagen sind für eine Standortanalyse und Bewertung möglicher Gefahren am Standort im Rahmen dieser Stellungnahme nicht ausreichend. Es ist nicht nachvollziehbar, ob der Standort einer Bewertung von Naturgefahren, wie sie WENRA gefordert werden, unterzogen wurde (WENRA 2020a; 2020b; 2020c; 2020d; 2021a). Es ist offen, ob alle für den Standort relevanten Naturgefahren und Gefahrenkombinationen identifiziert wurden und einer detaillierten Analyse unterzogen wurden. Auswahl, Screening und Identifizierung von Gefahren und Gefahrenkombinationen sollte den Anforderungen der WENRA (2021a) genügen. Dabei ist zu berücksichtigen, dass die zitierten WENRA Vorschriften für bestehende KKW gelten und für neue KKW nur als Mindestanforderung zu verstehen sind.

Für neue KKW sind die Sicherheitsziele für neue Leistungsreaktoren (WENRA 2010) maßgeblich, besonders das Sicherheitsziel (Safety Objective) O2 (Unfälle ohne Kernschmelze): *“Compared to currently operating reactors, new ones are expected to be designed, sited, constructed, commissioned and operated with the objectives of: ... providing due consideration to siting and design to reduce the impact of all external hazards and malevolent acts.”* Die Standortauswahl ist demnach ein wesentlicher Schritt zum Ausschluss von externen Gefahren und böswilliger Handlungen oder zur

Reduzierung deren Auswirkungen. Zur Erfüllung des Sicherheitsziels O2 sollte ein KKW-Standort so ausgewählt werden, dass er nur möglichst wenigen oder geringen Gefahren ausgesetzt ist.

Es ist unklar, ob die Standortwahl für die SMRs bei Oświęcim mit den genannten O2-Zielen getroffen wurde, oder ob bei der Standortauswahl andere Kriterien wie etwa die Nähe von Energieverbrauchern oder die Verfügbarkeit eines Grundstücks etc. ausschlaggebend waren und der Standort vorab ohne Berücksichtigung der O2-Sicherheitsziele festgelegt wurde. Die Standortauswahl in einem Überflutungsgebiet, das bei Damm- oder Deichbrüchen mehrere Meter hoch überflutet werden kann, und im Bereich von möglichen Erdbeben³⁴ von einer Deponie erscheint den Autor:innen dieser Stellungnahme jedenfalls nicht mit dem WENRA Sicherheitsziel der Risikominimierung übereinzustimmen.

Da der Standort in dicht besiedeltem Gebiet in nur wenigen Kilometern Entfernung von mehreren Städten liegt (Oświęcim, Libiąż, Zator, Chrzanów), erscheint auch fraglich, ob die Richtlinien der IAEA SF-1 (2006: Optimierung des Schutzes erfordert Beurteilungen der relativen Bedeutung der Anzahl der Menschen (Arbeiter und Öffentlichkeit), die Strahlung ausgesetzt sein können) und IAEA SSR-1 (2019c: Anforderung 13: Durchführbarkeit der Planung wirksamer Notfallmaßnahmen; Anforderung 26: Bevölkerungsverteilung und öffentliche Exposition) berücksichtigt wurden.

Eine Bewertung der für den Standort relevanten Naturgefahren und Gefahrenkombinationen und die Planung von Schutzmaßnahmen gegen diese Gefahren und Gefahrenkombinationen muss vor dem Hintergrund erfolgen, dass frühe oder große radioaktiver Freisetzungen praktisch ausgeschlossen werden (siehe Kapitel 2). Dazu ist der Nachweis erforderlich, dass das Eintreten dieser Bedingungen physikalisch unmöglich ist oder mit einem hohen Maß an Sicherheit äußerst unwahrscheinlich ist (WENRA 2019).

Die polnischen Vorschriften verlangen, dass die Wahrscheinlichkeit von Unfällen, die zu frühen oder großen Freisetzungen führen, weniger als 10^{-6} /Jahr beträgt (OSGE 2023, S. 79). Diese Anforderung verlangt den Nachweis, dass für jeden, den Standort betreffenden Gefahrentyp Ereignisse mit Eintrittswahrscheinlichkeiten im Bereich von 10^{-7} oder weniger pro Jahr nicht zu großen oder frühen Freisetzungen führen können (z.B., Bodenerschütterungen durch Erdbeben, Überflutung, Flugzeugabsturz, Explosion)³⁵. Gefährdungsanalysen für alle, den Standort betreffenden Naturgefahren müssen daher auch die Auswirkungen extrem seltener Ereignisse (etwa mit der Eintrittswahrscheinlichkeit 10^{-7}) bewerten.

Dazu und zum Schutz der Anlage vor den Einwirkungen von solchen extrem seltenen Ereignissen führt WENRA (2013) für neue KKW aus: „... *seltene und extreme äußere Gefahren, die zusätzlich zur allgemeinen Auslegungsgrundlage auftreten können,*

³⁴ Bei der Beurteilung der Gefährdung durch Erdbeben sind auch durch Erdbeben ausgelöste Massenbewegungen zu berücksichtigen.

³⁵ Die Gesamthäufigkeit früher oder großer Freisetzungen ergibt sich aus der Summe aller Wahrscheinlichkeiten von Freisetzungen durch alle auf den Reaktor und Standort zutreffenden Gefahren (interne Gefahren und Versagensmechanismen, Naturgefahren und menschengemachte Gefahren).

müssen in der Sicherheitsanalyse berücksichtigt werden sofern sie nicht ausgeschlossen werden können (...).“ Weiter heißt es: *„Seltene und schwerwiegende äußere Gefahren kommen zusätzlich zur allgemeinen Auslegungsgrundlage hinzu und stellen anspruchsvollere oder weniger häufige Ereignisse dar.“* Dies ist eine ähnliche Situation wie zwischen Design Basis (DB) und Design Extension Conditions (DEC). Sie müssen im Design berücksichtigt werden, aber die Analyse könnte eher realistisch als konservativ sein.

Im Zusammenhang mit der Errichtung von vorgefertigten und standardisierten Reaktoren (SMR) sollte sichergestellt werden, dass die Auslegungsgrundlage der BWRX-300 Reaktoren ausreichend Schutz vor den Einwirkungen externen Gefahren bietet um frühe oder große Freisetzungen praktisch auszuschließen. Dies gilt vor allem für die Einwirkung von Bodenerschütterungen durch Erdbeben, BWRX-300 Reaktoren sind standardmäßig für ein Auslegungserdbeben mit der Bodenbeschleunigung von 0,3 g entworfen. Ein zu führender Sicherheitsnachweis müsste belegen, dass auch Erdbeben mit einer Wahrscheinlichkeit von $< 10^{-6}$ /Jahr und entsprechend hoher Bodenbeschleunigung nicht zu frühen oder großen Freisetzungen führen.

5.3 Schlussfolgerungen und Forderungen

Die vorliegenden Unterlagen sind für eine Standortanalyse und Bewertung möglicher Gefahren am Standort nicht ausreichend. Es ist nicht nachvollziehbar, ob der Standort einer Bewertung von Naturgefahren, wie sie WENRA gefordert werden, unterzogen wurde.

- Es wird empfohlen, alle für den Standort relevanten Naturgefahren und Gefahrenkombinationen zu identifizieren und einer detaillierten Analyse zu unterziehen. Auswahl, Screening und Identifizierung von Gefahren und Gefahrenkombinationen sollte den Anforderungen der WENRA (2021a) genügen.
- Für den Nachweis des praktischen Ausschlusses sollten auch extrem seltene Ereignisse mit Eintrittswahrscheinlichkeiten von 10^{-7} /Jahr oder weniger analysiert werden und bei der Planung von Schutzmaßnahmen berücksichtigt werden.
- Es wird empfohlen, das Konzept des praktischen Ausschlusses von frühen oder großen radioaktiven Freisetzungen konsequent in den Sicherheitsanforderungen für die BWRX-300 anzuwenden. Der praktische Ausschluss von Störfallsequenzen sollte mit modernen probabilistischen und deterministischen Methoden nachgewiesen werden, wobei die entsprechende Veröffentlichung der WENRA im Jahr 2019 in vollem Umfang berücksichtigt werden sollte.

6 ANALYSE VON STÖR- UND UNFÄLLEN

6.1 Einleitung

Stör- und Unfälle können durch verschiedene Faktoren ausgelöst werden. Hier sind einige mögliche Ursachen:

1. Menschliches Versagen (z.B. Fehler durch falsche Bedienung von Systemen oder mangelnde Einhaltung von Sicherheitsvorschriften seitens des Bedienpersonals)
2. Technisches Versagen (Defekte oder Fehlfunktionen von Komponenten beispielsweise durch Materialermüdung, Leckagen, Störungen in der Elektrik oder Leittechnik)
3. Naturkatastrophen (Erdbeben, Überschwemmungen, Stürme oder andere Naturereignisse, indem sie Sicherheitseinrichtungen beeinträchtigen oder die Infrastruktur beschädigen)
4. Da geplant ist, mehrere Reaktoren/Module BWRX-300 in derselben Anlage zu implementieren, sind stör- oder unfallbedingte Einwirkungen untereinander zu berücksichtigen.
5. Externe Einflüsse wie Sabotageakte oder terroristische Angriffe.

Der BWRX-300 Reaktor ist eine Weiterentwicklung des herkömmlichen BWR-Konzepts. Im Vergleich zu herkömmlichen BWRs ist der BWRX-300 kleiner und kompakter. Ein weiterer Unterschied liegt in der Anordnung der Komponenten. Darüber hinaus soll der BWRX-300 über verbesserte Sicherheitsmerkmale verfügen, die das Risiko von Störfällen weiter reduzieren sollen. Dazu sollen z.B. passive und schwerkraftgetriebene Kühlmechanismen gehören.

Das Defence-in-Depth Konzept ist u.a. durch die Forderung nach Unabhängigkeit der einzelnen Sicherheitsebenen gekennzeichnet (IAEA 2016). Den Sicherheitsebenen sind Gruppen von Ereignissen zugeordnet, die jeweils wirksam, durch entsprechende vorzusehende Systeme, Einrichtungen und Handlungsweisen zu beherrschen sind. Notwendige Anforderungen an deren Zuverlässigkeit richten sich nach der Eintrittshäufigkeit der jeweiligen Ereignisse. In IAEA (2019b) wird hierzu folgende Zuordnung vorgeschlagen:

*“Anticipated operational occurrences, faults of moderate frequency:
DBC-2, PC-2: $f > 10^{-2}$*

Design basis accidents

- *Infrequent faults: DBC-3, PC-3: $10^{-2} > f > 10^{-4}$*
- *Limiting faults: DBC-4, PC-4: $10^{-4} > f > 10^{-6}$*

Note: DBC — design basis condition; PC — plant condition. The designations DBC-1 and PC-1 are used for normal operation. Some other accidents for which the frequency is $< 10^{-6}$ need to be considered because they are representative of a type of risk from which the reactor has to be protected.”

In IAEA (2019b, 2016), EU (2014) und WENRA (2013) sind umfassend Anforderungen an die Ermittlung und Zuordnung von Ereignissen zu den Sicherheitsebenen des Defence-in-Depth angegeben. Ereignisse mit einer Zuordnung zum Sicherheitskonzept des BWRX-300 als Einzelanlage oder als modulare Lösung bzw. im Zusammenwirken mehrerer unabhängiger BWRX-300 Anlagen werden in OSGE (2023) nicht angegeben.

Folgende Ereignisgruppen werden in der Stör- und Unfallanalyse üblicherweise betrachtet:

- Frischdampf- oder speisewasserseitige Veränderung der Wärmeabfuhr, z.B. größere Fehlfunktion im Frischdampf-System oder in der Speisewasserversorgung, die zu einer Temperatur- oder Druckerhöhung im Reaktorkühlsystem führt
- Zunahme Reaktorkühlmittelinventar, z.B. Fehlfunktion mit Anstieg des Füllstands im Reaktordruckbehälter oder fehlerhaftes Einspeisen durch betriebliche Systeme oder durch Sicherheitssysteme
- Ausfall der Nachwärmeabfuhr, z.B. Abschaltung der Nachkühlung durch Druckanstieg
- Änderung der Reaktivität und der Leistungsverteilung, z.B. Herausfallen des wirksamsten Steuerelements
- Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters, nicht absperrbar, z.B. Leck/Bruch innerhalb des Sicherheitsbehälters (Leckquerschnitt > 0,1F der jeweils betrachteten Leitung)
- Kühlmittelverlust außerhalb des Sicherheitsbehälters, z.B. Leck/Bruch im Frischdampf- oder Speisewassersystem innerhalb des Maschinenhauses
- Freisetzung radioaktiver Stoffe aus nuklearen Hilfssystemen
- Ausfall in der Energieversorgung: Ausfall der Notstromversorgung über eine längere Zeit
- Ereignisse infolge einer Einwirkung von innen, z.B. potentielle Aktivitätsfreisetzung infolge anlageninterner Brände (einschließlich Filterbrände) oder Explosionen
- Betriebstransiente mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems (ATWS), z.B. Ausfall der Hauptwärmesenke bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung

Das Kapitel 10.1.5 von OSGE (2023) behandelt die radiologischen Auswirkungen in Notfallsituationen. Hierzu wird festgestellt:

„Für die postulierten Szenarien, die zu einem Versagen der Funktion des Containments oder deren Umgehung führen könnten, wird die Vermeidung frühzeitiger oder umfangreicher Freisetzungen in angemessener Weise dadurch erreicht, dass für jeden einzelnen Fall der praktische Ausschluss nachgewiesen wird, indem gezeigt wird, dass das Szenario entweder physikalisch unmöglich oder mit einem hohen Grad an Sicherheit extrem unwahrscheinlich ist.“

Das Thema mögliche grenzüberschreitende Umweltauswirkungen wird im Kapitel 12.2 (OSGE 2023) behandelt. Es wird darauf verwiesen, dass die Wahrscheinlichkeit eines schweren Unfalls, der zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt führt, deutlich unter den nationalen und internationalen Anforderungen liegt: *„SMR-Reaktoren mit BWRX-300-Technologie sind so konzipiert, dass sie einen kontrollierten Zustand herstellen und die Funktion der „Einschließung“ radioaktiver Stoffe aufrecht-erhalten, so dass die Folgen eines Unfalls, der möglicherweise zu einer frühzeitigen oder umfangreichen Freisetzung solcher Stoffe führen könnte, die Schutzmaßnahmen und Eingriffe erfordern, praktisch ausgeschlossen sind.“*

Abschließend wird festgestellt: *„Da das Projekt in einer beträchtlichen Entfernung von den Grenzen der Republik Polen durchgeführt wird, sieht der Bauträger nicht vor, dass es grenzüberschreitende Auswirkungen auf die Nachbarländer haben könnte.“*

6.2 Diskussion und Bewertung

Für Österreich sind die Analysen möglicher Stör- und Unfälle des geplanten BWRX-300 Projektes in Polen der wesentlichste Teil im grenzüberschreitenden UVP Verfahren. Im Falle eines schweren Unfalls mit großen Freisetzungen in die Atmosphäre kann das Staatsgebiet Österreichs betroffen sein. Eine detaillierte Berücksichtigung aller grundsätzlich möglichen Unfälle ist deshalb besonders wichtig.

Auslösende Ereignisse von Stör- und Unfällen

Aus dem OSGE (2023) wird nicht deutlich, welche auslösenden Ereignisse von Stör- und Unfällen zu den in Kapitel 6.1 benannten Ereignisgruppen im Rahmen des UVP-Verfahrens untersucht werden. Auslösende Ereignisse sind im UVP-Dokument OSGE (2023) nicht benannt. Man findet überwiegend nur allgemeine Ausführungen. Zu Präzisierungen zu technischen Ausführungen wird auf die weiteren Etappen der Projektrealisierung verwiesen. Es fehlen weitestgehend Bezüge zu Anforderungen bzgl. der Analyse von Stör- und Unfällen oder zu diesbezüglichen Dokumenten der IAEA oder WENRA.

Stör- und Unfälle können auch durch externe Ereignisse (Naturereignisse, z. B. Erdbeben) ausgelöst werden. Wesentliche Dokumente der IAEA (z.B. IAEA 2016) oder WENRA (z.B. WENRA 2020) zur Gefahr von Erdbeben oder anderen Naturereignissen werden nicht erwähnt. Bei der Bewertung der externen Gefahren sollte auch das Dokument von WENRA zu Sicherheitsanforderungen bei neuen Reaktoren (WENRA 2013) herangezogen werden.

Auch wenn keine starken Erdbeben für die gewählte Region erwartet werden, sollten im Rahmen des UVP-Verfahrens die seismischen Gefahren angemessen analysiert werden.

Die Angaben zur Gefährdung der Sicherheit infolge Erdbeben oder anderer Naturkatastrophen in Kapitel 15 „Risiko eines schweren Unfalls oder einer Naturkatastrophe oder einer vom Menschen verursachten Katastrophe“ geben zwar einen allgemeinen Eindruck einer Befassung wieder, reichen aber für eine sicherheitstechnische Bewertung nicht aus.

Eine Überflutung des Standortes oder Extremwetterereignisse können ebenfalls Auslöser von Störfällen sein und/oder eine Störfallbeherrschung erschweren. Vorhandene und erforderliche Analysen werden im UVP-Scoping-Dokument nur kurz erwähnt, Konkretisierende Angaben sind jedoch für eine Auswertung nicht vorhanden.

Die besondere Gefährdung durch externe Ereignisse liegt darin, dass diese Auswirkungen auf die gesamte Anlage haben, also mehrere Reaktoren gleichzeitig betreffen können. In WENRA (2013) wird gefordert: *“safety assessment for new reactors should demonstrate that threats from external hazards are either removed or minimised as far as reasonably practicable”*. Im Sinne von WENRA bedeutet dies, dass externe Gefahren, die bei der Auslegung zu betrachten sind, sich im Ereignisablauf nicht zu einem Kernschmelzunfall entwickeln dürfen (*“practically eliminated”*).

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA)

Laut IAEA (2016) kann eine Situation als praktisch ausgeschlossen betrachtet werden, wenn der Ereigniseintritt entweder physikalisch unmöglich ist oder wenn das Ereignis mit einem hohen Grad an Vertrauen als extrem unwahrscheinlich angesehen werden kann. Der Begriff „extrem unwahrscheinlich“ wird weder von der IAEA genauer definiert noch gibt es zurzeit eine international allgemein akzeptierte zahlenmäßige Festlegung.

Für die Häufigkeiten von Kernschäden und großen Freisetzungen (CDF und LERF) werden oft Werte angegeben, die den Median der errechneten Wahrscheinlichkeitsverteilung darstellen.

In der UVE sollte angegeben werden, welche Anforderungen diesbezüglich in Polen bestehen. Hierzu wären auch die entsprechenden Erläuterungen von WENRA (WENRA 2019) heranzuziehen.

Die Gewährleistung der Einhaltung der probabilistischen Zielwerte ist insgesamt anhand der Darstellung im UVP-Scoping-Dokument nicht ausreichend und sollte nachvollziehbar erläutert werden.

Ergebnisse probabilistischer Analysen sollten grundsätzlich nur ergänzend zu deterministischen Überlegungen als Kriterien für ausreichende Sicherheit herangezogen werden. Denn lediglich Unsicherheiten bei den Eingangsparametern, die durch Wahrscheinlichkeitsverteilungen erfasst werden, lassen sich quantifizieren. Unsicherheiten, die durch Unvollständigkeit der Daten entstehen, entziehen sich jeglicher Quantifizierung (IAEA 2010). Schwer zu erfassen ist in probabilistischen Sicherheitsanalysen auch komplexes menschliches Fehlverhalten, dessen Wahrscheinlichkeit von der Sicherheitskultur einer Anlage bestimmt wird.

Quellterm

Im UVP-Scoping-Dokument fehlt die Angabe von Quelltermen, die für die Ermittlung der radiologischen Auswirkungen nach einem schweren Unfall im UVP-Report verwendet werden sollen. Die im UVP-Report zu verwendenden (abdeckenden) Quellterme sollten auf Basis von vorhandenen Unfallanalysen bzw. PSA-Ergebnissen für die möglichen Reaktorooptionen gerechtfertigt sein. In jedem Fall sollte der UVP-Report eine nachvollziehbare Begründung für die verwendeten Quellterme enthalten.

6.3 Schlussfolgerungen und Forderungen

Für Österreich sind die Analysen möglicher Stör- und Unfälle der geplanten BWRX-300 Anlage in Polen ein wesentlicher Teil im grenzüberschreitenden UVP-Verfahren.

Zur Analyse gehören Angaben zu den auslösenden Ereignissen, zu den zu berücksichtigenden Sicherheitsanforderungen, PSA-Ergebnissen inklusive Quelltermen und Ergebnissen von Ausbreitungsrechnungen. Zudem wären die erforderlichen Bezüge zu wichtigen international gültigen Sicherheitsstandards (IAEA, WENRA, EU) zu dokumentieren.

Eine detaillierte Berücksichtigung aller grundsätzlich möglichen Unfälle, auch unabhängig von ihrer Eintrittswahrscheinlichkeit, ist von besonderer Bedeutung.

Die zu verwendenden (abdeckenden) Quellterme sollten auf Basis von vorhandenen Unfallanalysen bzw. PSA-Ergebnissen für die möglichen Reaktorooptionen gerechtfertigt sein. In jedem Fall sollte die Analyse eine nachvollziehbare Begründung für die verwendeten Quellterme enthalten.

Die UVP-Richtlinie 2011/92/EU und die Espoo-Konvention geben u. a. folgende Anforderungen an den Inhalt einer UVE vor:

- Beschreibung der Methoden oder Nachweise bezüglich Umweltauswirkungen;
- Beschreibung von Maßnahmen zur Verringerung erheblicher nachteiliger Auswirkungen;
- In der UVP-Richtlinie ist in Artikel 7 Abs.1a weiters geregelt, dass auch alle verfügbaren Angaben über eine mögliche grenzüberschreitende Auswirkung übermittelt werden müssen.

In diesem Zusammenhang sollte die Umweltverträglichkeitserklärung folgende Informationen enthalten, um eine mögliche Betroffenheit Österreichs nachvollziehbar bewerten zu können:

Ergebnisse von PSA-Untersuchungen für alle relevanten Anlagenoptionen des BWRX-300 Konzept:

- Wahrscheinlichkeiten/Häufigkeiten für Kernschäden (CDF) und schwere Unfälle mit (frühen) großen Freisetzung (LERF) inklusive Wahrscheinlichkeitsverteilung (Quantile);

- Angabe der Beiträge von internen und externen Ereignissen an CDF und LERF;
- Angabe der wichtigsten Unfallszenarien inklusive Unfälle im Brennelement-Lagerbecken;
- Detaillierte Darstellung der Maßnahmen zur Kontrolle schwerer Unfälle bzw. zur Abmilderung von deren Folgen;
- Quellterme für die wichtigsten Freisetzungskategorien inklusive Freisetzung aus dem Brennelement-Lagerbecken.
- Darlegung der in Polen definierten Projektziele (bezüglich Werte für CDF und LERF sowie maximalen Strahlendosen)

Nachvollziehbare Darstellung der Ausbreitungsrechnungen sowie der Ermittlung der Strahlendosen für Stör- und Unfälle:

- Angabe der für die Ausbreitungsrechnungen gewählten Methoden und Programme;
- Angabe der verwendeten Inputparameter der Ausbreitungsrechnung (Quellterm, Freisetzungshöhe und -dauer, meteorologische Daten) und deren Rechtfertigung;
- Angabe der Ergebnisse der Ausbreitungsrechnungen in Form von Strahlendosen und Bodenkontamination (insbesondere der Leitnuklide Cs-137 und I-131);
- Darstellung der Wahrscheinlichkeitsverteilung der Ergebnisse, nicht nur Angabe der errechneten Mittelwerte.

Angaben zu möglichen externen Einwirkungen am Standort:

- Auch wenn die detaillierten Sicherheitsanalysen bzgl. externer Gefahren am Standort erst im späteren Genehmigungsprozess durchgeführt werden, sollten die in (WENRA 2020a-d, 2021a) beschriebenen Schritte (Identifizierung, Screening und Bestimmung der Parameter der externen Gefahren) bereits im Rahmen des UVP-Verfahrens erfolgen und die Ergebnisse nachvollziehbar im UVP-Report dargestellt werden.
- Der UVP-Report sollte insbesondere enthalten:
 - Auflistung der für den Standort relevanten externen Ereignisse und deren Charakteristik;
 - Angaben zur Methodik für die Festlegung dieser Gefährdungen;
 - Detaillierte Ergebnisse aktueller Studien zur Gefährdung durch Erdbeben, Hochwasser und extremen Wetterbedingungen;
 - Angaben zu möglichen Kombinationen von externen Ereignissen;
 - Angaben zu geforderten Sicherheitsmargen für die Auslegung des KKW.

7 UNFÄLLE DURCH BETEILIGUNG DRITTER

7.1 Einleitung

Viele Einrichtungen einer modernen Industriegesellschaft sind durch Sabotage und terroristische Attacken verwundbar. Neben Verwaltungseinrichtungen betrifft dies insbesondere auch Wirtschaft und Infrastruktur wie Verkehrswege und Energieversorgung. Seit den Terrorattacken des 11. Septembers 2001 befassen sich die Regierungen, insbesondere der Industriestaaten intensiv mit dem Schutz der Infrastruktur. Bei Planung und Bau neuer Kernkraftwerke ist ein entsprechender Schutz vorzusehen.

Einwirkungen Dritter (Terrorangriffe oder Sabotagehandlungen) können erhebliche Auswirkungen auf kerntechnische Anlagen und somit auch auf die geplanten Reaktoren des Typs BWRX-300 in Polen haben.

7.2 Diskussion und Bewertung

Die polnischen Vorschriften (§33, Auslegungsverordnung) besagen, dass Kernkraftwerksanlagen gegen den Aufprall eines großen Zivilflugzeugs gesichert sein müssen. Diese Vorschriften verlangen auch, dass bei einem Aufprall eines großen Zivilflugzeugs die Integrität des Beckens für abgebrannte Brennelemente des Kernkraftwerks erhalten bleibt. Es ist nicht bekannt, ob diese Anforderungen auch für einen BWRX-300 gelten werden. (UMWELTBUNDESAMT 2023)

Für neue KKW wird laut WENRA erwartet, dass ein gezielter Absturz eines Verkehrsflugzeugs nicht zu einem Kernschmelzunfall führt, und daher gemäß WENRA-Sicherheitsziel (O2) nur geringe radiologische Folgen haben darf. Um dieses nachzuweisen, sind Auswirkungen aus direkten und sekundären Einwirkungen des Flugzeugunfalls zu betrachten (Vibrationen/Erschütterungen, Verbrennen und/oder Explosion des Flugzeugbrennstoffs). Außerdem sollen Gebäude oder Gebäudeteile, die Kernbrennstoff und sicherheitstechnische relevante Sicherheitseinrichtungen enthalten, so ausgelegt sein, dass kein Kerosin eindringen kann. (WENRA 2013) Diese Anforderungen sollten auch für einen SMR gelten.

Die **Nuclear Threat Initiative** (NTI) bewertet die Maßnahmen, die unterschiedliche Länder zum Schutz vor Terrorangriffen und Sabotage in ihren kerntechnischen Anlagen treffen. Dabei werden nicht die konkreten Maßnahmen bei einzelnen Anlagen bewertet, sondern die Aktivitäten der Regierung und die gesetzlichen Anforderungen. Laut NTI (2023) nimmt Polen beim Schutz der kerntechnischen Anlagen mit 79 von 100 Punkten Rank 18 von 47 Ländern ein. Die erreichte Punktzahl hinsichtlich eines Schutzes vor Cyber-Angriffen (38 von 100 möglichen Punkten), hinsichtlich der Sicherungskultur (25 von 100 Punkten) und hinsichtlich eines Schutzes vor Sabotage durch Innentäter (55 von 100 Punkten) ist niedrig. Dieses Ergebnis kann auf einen unzureichenden Schutz hinweisen. Gegenüber den Ergebnissen von 2020 wurde in diesen Bereichen keine bessere Bewertung erzielt.

Laut GEH (2023) wird das auf gängigen Industriestandards basierende Produktsicherheitsprogramm erweitert, um sicherzustellen, dass die Cybersicherheitsanforderungen der NRC umgesetzt und integriert werden.

Es ist wahrscheinlich, dass das Design von Anfang an einen viel strengeren Ansatz für die **Cybersicherheit** verfolgen wird, die in derzeit betriebenen KKW eher nachgerüstet wurde. Wahrscheinlich werden die Systeme der Anlage vollständig isoliert sein, was einen Cyberangriff verhindert. Das ist jedoch auch ein Nachteil, da keine Möglichkeit zur Fernsteuerung und Wartung der Ausrüstung bestünde. (ENCO 2022)

In Bezug auf die Sicherungsprobleme bieten die SMR so auch der BWRX-300 keine Vorteile gegenüber den herkömmlichen Kernkraftwerken. Für das Sicherungskonzept werden dieselben Konzepte wie für alle Kernkraftwerke benötigt. Die größere Anzahl kleinerer Einheiten könnte ein möglicher Nachteil sein. Der Einsatz mehrerer SMRs erfordert die Implementierung robuster Sicherungsmaßnahmen, die möglicherweise erhebliche Ressourcen der Polizei und örtlichen Wachpersonals erfordert, um den unbefugten Zugang zu Standorten und Einrichtungen zu verhindern. Dies wird die Kosten von SMR erhöhen, da diese im Allgemeinen weniger Energie erzeugen als große KKW. Aber auch die Anzahl an möglichen Angriffspunkten für Terroranschläge und Sabotage nimmt zu.

Laut GEH (2023) wird das **Sicherungskonzept** des BWRX-300 der Öffentlichkeit vor-enthalten. Die Darstellung in GEH (2023) enthält daher nur allgemeine und partielle Informationen zu den physischen Sicherheitsmerkmalen.

- Es wird erklärt, dass sich alle wichtigen Anlagen in Bereichen befinden, zu denen der Zugang überwacht und kontrolliert wird. Ein Großteil der sicherheitsrelevanten Bereiche befindet sich innerhalb der radiologischen Kontrollbereiche, die während des Betriebs nicht zugänglich sind und in der Regel nur während des Brennelementwechsels betreten werden.
- Das gestaffelte Sicherheitskonzept und die physische Trennung redundanter Systeme sowie einfache passive Sicherheitssysteme unterstützen die physische Sicherheit der Anlage zusätzlich, da mehrere sicherheitsrelevante SSC sabotiert werden müssen, um eine effektive radiologische Sabotage zu realisieren.
- Viele Komponenten sicherheitsrelevanter Systeme befinden sich unterhalb des Geländeniveaus, wodurch die Gefährdung durch externe Bedrohungen verringert wird.

Zwar ist ein Teil des Reaktors (aus Kostengründen) unterhalb der Erdoberfläche, die Becken für die passiven Sicherheitssysteme, die existenziell für die Wärmeabfuhr und die Verhinderung eines schweren Unfalls sind, befinden sich oberhalb der Erdoberfläche. Auch das Abklingbecken für abgebrannte Brennelemente ist oberhalb der Erdoberfläche gelegen. Die Reduzierung von Sicherheitssystemen erleichtert eine erfolgreiche Sabotage. Dies wird durch die Fabrikherstellung vieler Komponenten weiter begünstigt.

Aus den Angaben des Herstellers wird deutlich, dass sich Anforderungen des neuen Reaktors an den **physischen Schutz** stark an bisherigen Anforderungen orientieren. Im UVP-Bericht sind keine Angaben dazu vorhanden.

Eine Verbesserung des bisherigen Systems des physischen Schutzes wäre jedoch aus zwei Gründen erforderlich: Zum einen müssen im europäischen Raum gezielte Terrorangriffe auch auf kerntechnische Anlagen für möglich gehalten werden. Zu bedenken ist zum anderen in diesem Zusammenhang, dass mit Drohnen, die im militärischen Kontext zur Aufklärung, d. h. zum Ausspionieren eines geplanten Angriffsziels, verwendet werden, Mittel zur Informationsbeschaffung der vorhandenen organisatorischen, technischen und personellen Schutzmaßnahmen des physischen Schutzes existieren. Es sind aber auch weitere Angriffsszenarien denkbar (siehe unten).

Es ist wichtig, die Aspekte der **Nichtverbreitung von Nuklearmaterial** für SMR zu berücksichtigen. Szenarien zum Einsatz von SMR zur Energieversorgung bedingen im Vergleich zu herkömmlichen Kernkraftwerken eine höhere Stückzahl an Reaktoren. Bereits durch die theoretisch höhere Anzahl an Reaktoren gibt es mehr Möglichkeiten für Proliferation, und gleichzeitig erhöht sich der Aufwand für Überwachungsmaßnahmen. Der BWRX-300 entspricht laut GEH (2023) in Bezug auf die Sicherheitsvorkehrungen für Kernmaterial den in Betrieb befindlichen SWRs. Der am Standort erhaltene Brennstoff wird in ein Materialkontroll- und Bilanzierungsprogramm für spezielles Kernmaterial (Special Nuclear Material - SNM) aufgenommen, für das der Betreiber und das Management der Anlage verantwortlich sind.

Die IAEO hat den "**International Physical Protection Advisory Service**" (IPPAS) eingerichtet, um Länder bei der Verbesserung ihres Schutzes vor Sabotage und Terrorangriffen zu unterstützen. (IAEA 2022b) Eine derartige Mission wurde 2016 in Polen durchgeführt. Im Rahmen der Konsultationen zu AP1000 wurde erklärt, dass nun eine IPPAS Follow-up Mission geplant ist. (UMWELTBUNDESAMT 2023) Termine wurden bisher nicht bekannt gegeben.

Die US-amerikanische Aufsichtsbehörde (NRC) wie auch die Genehmigungsbehörden anderer Länder verwenden den so genannte **Design Basis Threat** (DBT) in ihren Vorschriften bezüglich der Sicherung der Kerneinrichtungen. Auch in Polen wird das Konzept des DBT verwendet. DBTs beschreiben einen bestimmten Satz an Angriffsmerkmalen, die im Sicherheitskonzept der kerntechnischen Anlagen betrachtet werden müssen. Die genauen Angaben sind geheimhaltungswürdig, aber allgemeine Annahmen können, wie für US-amerikanische kerntechnische Anlagen, bekannt gegeben werden.

Der DBT ist nicht die „worst-case“ Bedrohung, sondern definiert ein abdeckendes Angriffsszenario gegen welches der Betreiber einer kerntechnischen Einrichtung für Schutz sorgen muss. Für den Schutz gegen die darüber hinausgehenden Angriffsszenarien sind der Staat bzw. die entsprechenden staatlichen Behörden zuständig. (NAS 2016) Im UVP-Report könnte die allgemeine Charakteristik der DBT in Polen genannt werden, dabei ist auch interessant, ob für den SMR andere Anforderungen gelten als für den geplanten AP1000.

Auch wenn aus berechtigten Gründen der Geheimhaltung Vorkehrungen gegen schwere Einwirkungen Dritter nicht im Detail öffentlich im UVP-Verfahren diskutiert werden können, sollten zumindest die entsprechenden Anforderungen in gewissem Umfang dargelegt werden. Die Bevölkerung hat generell und in der aktuellen geopolitischen Lage im Besonderen ein Recht in Grundsätzen zu erfahren, welche Anforderungen bezüglich eines Schutzes hinsichtlich kriegerischer und terroristischer Einwirkungen besteht.

Die Identifikation von terroristischen Bedrohungen für kerntechnische Anlagen ist ein wichtiger Teil der Planung der Sicherungsmaßnahmen (NAS 2016). Experten sehen die Notwendigkeit die Bedrohung durch Terrorangriffe systematischer zu untersuchen und schlagen **probabilistische Risikoanalysen** (PRA) bzw. probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) vor.

Besondere Bedrohungslage

Militärische Aktionen gegen kerntechnische Anlagen wie die russischen Angriffe auf die ukrainischen Kernkraftwerke stellen eine weitere Gefahr dar, die in der gegenwärtigen globalen Situation besondere Aufmerksamkeit verdient. Eine neue Risikobewertung müsste prüfen, ob derartige Szenarien mit einbezogen werden müssten.

Mit dem gezielten Terrorangriff am 11. September 2001 ist deutlich geworden, dass auch extreme terroristische Aktivitäten konkrete Bedrohungslagen darstellen können, was zu einer Verschärfung von Sicherheitsauflagen für nukleare Anlagen führte.

Mit dem Angriff Russlands auf die Ukraine sind jedoch Szenarien eingetreten, die bisher als kaum realistisch galten. Das Risiko katastrophaler Unfälle hat sich nochmals verschärft.

Mit dem Krieg in der Ukraine sind zivile kerntechnische Anlagen zum ersten Mal direkt und indirekt zum Ziel kriegerischer Auseinandersetzungen geworden. Russland hat deutlich gemacht, dass internationale Regeln, die Kriegshandlungen rund um Kernkraftwerke untersagen, nur so lange Bestand haben können, wie sich alle Akteure daran gebunden fühlen. Kerntechnische Anlagen werden in derartigen Fällen zu einer besonderen Bedrohung. (BASE 2022)

Für einen längeren Zeitraum ist es schwieriger, kriegerische Auseinandersetzungen auszuschließen. Auch wenn die kriegerische Auseinandersetzung nicht auf dem jetzigen polnischen Staatsgebiet stattfindet, müssen die zusätzlichen Gefahren Berücksichtigung finden, u.a.:

- Absturz einer mit Waffen geladenen Militärmaschine.
- Einsatz von fernsteuerbaren Drohnen, die mit Sprengstoff beladen sind.

Auch modernere Waffen mit höherer Zerstörungskraft als bisher von der Behörde unterstellt wurde, könnten in die Hände von Terroristen gelangen und eingesetzt werden. Besonders große Gefahr geht von thermobarischen Gefechtsköpfen aus.

Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente

Im Zusammenhang mit der Errichtung der geplanten KKW mit BWRX-300 in Polen sollte auch ein möglicher Terroranschlag auf Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente betrachtet werden. Die zurzeit auf dem Markt befindlichen Konzepte für Zwischenlager unterscheiden sich in ihrer Robustheit gegen externe Einwirkungen erheblich. Unterhalb der Erdoberfläche befindliche Lager könnten einen besseren Schutz gegenüber einem gezielten (oder unfallbedingten) Flugzeugabsturz als im Freien aufgestellte Behälter bieten.

Negative grenzüberschreitende Auswirkungen sind auch für potenzielle Unfälle in den in Betrieb befindlichen und geplanten Zwischenlagern nicht auszuschließen. Insbesondere von einer Zwischenlagerung in Nasslagern sind im Falle eines potenziellen Unfalls grenzüberschreitende Auswirkungen möglich. Das Risiko großer radioaktiver Freisetzungen bei Unfällen, etwa durch Beschädigung des Lagergebäudes bei Naturkatastrophen oder Abstürze großer Flugzeuge, ist für Nasslager wesentlich größer als für die (trockene) Behälterlagerung.

Aber auch bei der trockenen Zwischenlagerung könnte der Absturz eines Verkehrsflugzeuges und daraus möglicherweise resultierende Brände mit Temperaturen von über 1.000 °C bei fehlender Auslegung der Lagergebäude oder bei Lagerung der Behälter im Freien zu einem Integritätsverlust der Transport- und Lagerbehälter und zu massiven radioaktiven Freisetzungen führen.

Neben einem möglichen terroristischen Flugzeugangriff auf ein trockenes Zwischenlager ist der Einsatz von panzerbrechenden Waffen gegen die Transport- und Lagerbehälter ein Szenario, welches z. B. in Deutschland im Rahmen der Genehmigung von Zwischenlagern betrachtet wird. Durch einen Beschuss mit einem sogenannten Hohlladungsgeschoss kann die Wand eines metallischen Behälters durchschlagen und in seinem Inneren Brennstoff zerstäubt werden. Durch den Druckaufbau würde eine nennenswerte Menge an radioaktivem Material in die Atmosphäre freigesetzt.

7.3 Schlussfolgerungen und Forderungen

Einwirkungen Dritter (Terrorangriffe oder Sabotagehandlungen) können erhebliche Auswirkungen auf kerntechnische Anlagen und somit auch auf die geplanten Reaktoren des Typs BWRX-300 in Polen haben. Im UVP-Scoping-Dokument werden derartige Ereignisse nicht behandelt. In der heutigen geopolitischen Situation muss im europäischen Raum ein gezielter Terrorangriff auch auf kerntechnische Anlagen für möglich gehalten werden.

Die polnischen Vorschriften besagen, dass Kernkraftwerke gegen den Aufprall eines großen Zivilflugzeugs gesichert sein müssen. Diese Vorschriften verlangen auch, dass bei einem Aufprall eines großen Zivilflugzeugs die Integrität des Beckens für abgebrannte Brennelemente des Kernkraftwerks erhalten bleibt. Es ist nicht bekannt, ob diese Anforderungen auch für einen BWRX-300 gelten werden.

Für neue KKW wird laut WENRA erwartet, dass ein gezielter Absturz eines Verkehrsflugzeugs gemäß WENRA-Sicherheitsziel (O2) nur geringe radiologische Folgen haben darf. Es wird jedoch in den UVP-Scoping Dokumenten nicht erwähnt, ob die Anforderungen der WENRA auch für den BWRX-300 angewendet werden sollen.

Laut Nuclear Threat Initiative (NTI 2023) bestehen in Polen Mängel hinsichtlich der Anforderungen zum Schutz vor Cyber-Angriffen, zur Sicherheitskultur und zum Schutz vor Sabotage durch Innentäter. Es ist wahrscheinlich, dass das BWRX-300 Design Maßnahmen für die Cybersicherheit ergriffen hat, jedoch sollten auch diesbezügliche Anforderungen in Polen formuliert sein.

Laut GEH (2023) wird das Sicherheitskonzept des BWRX-300 der Öffentlichkeit vor-enthalten. Die Darstellung zum BWRX-300 enthält daher diesbezüglich fast nur allgemeine Informationen. Anders als vom Hersteller behauptet, sind die passiven Sicherheitssysteme nicht schwieriger, sondern vielleicht sogar einfacher zu sabotieren als aktive Sicherheitssysteme. Die Reduzierung von Sicherheitssystemen erleichtert zudem eine erfolgreiche Sabotage. Zwar ist ein Teil des Reaktors (aus Kostengründen unterhalb der Erdoberfläche), die Becken für die passiven Sicherheitssysteme, die existenziell für die Wärmeabfuhr und die Verhinderung eines schweren Unfalls sind, befinden sich jedoch oberhalb der Geländeoberfläche. Auch das Abklingbecken für abgebrannte Brennelemente ist oberhalb des Bodens gelegen. Eine mögliche Sabotage kann durch die Fabrikherstellung von Komponenten weiter begünstigt werden.

Die US-amerikanische Aufsichtsbehörde (NRC), wie auch die Genehmigungsbehörden anderer Länder so auch in Polen, verwenden den so genannte Design Basis Threat (DBT) in ihren Anforderungen bezüglich der Sicherung der Kerneinrichtungen. Die genauen Angaben sind geheimhaltungswürdig, aber allgemeine Annahmen können, wie von der NRC, bekannt gegeben werden. Im UVP-Report könnte die allgemeine Charakteristik der DBT in Polen genannt werden, dabei ist auch interessant, ob für den SMR BWRX-300 andere Anforderungen gelten als für den geplanten AP1000.

Auch wenn aus berechtigten Gründen der Geheimhaltung Vorkehrungen gegen schwere Einwirkungen Dritter nicht im Detail öffentlich im UVP-Verfahren diskutiert werden können, sollten zumindest die entsprechenden Anforderungen in gewissem Umfang dargelegt werden. Die Bevölkerung hat generell und in der aktuellen geopolitischen Lage im Besonderen ein Recht in Grundsätzen zu erfahren, welche Anforderungen bezüglich eines Schutzes hinsichtlich terroristischer aber auch hinsichtlich kriegerischer Einwirkungen bestehen.

Militärische Aktionen gegen kerntechnische Anlagen wie die russischen Angriffe auf die ukrainischen Kernkraftwerke stellen eine weitere Gefahr dar, die in der gegenwärtigen globalen Situation besondere Aufmerksamkeit verdient.

Eine neue Risikobewertung müsste prüfen, ob derartige Szenarien bei der Genehmigung eines neuen Kernkraftwerks mit einbezogen werden müssten. Für einen längeren Zeitraum ist es schwieriger, kriegerische Auseinandersetzungen auszuschließen. Auch wenn die kriegerische Auseinandersetzung nicht auf dem jetzigen polnischen Staatsgebiet stattfindet, müssen die zusätzlichen Gefahren Berücksichtigung finden, u.a.:

- Absturz einer mit Waffen geladenen Militärmaschine.
- Angriffe von fernsteuerbaren Drohnen, die mit Sprengstoff beladen sind.

Auch modernere Waffen mit höherer Zerstörungskraft als bisher von der Behörde unterstellt wurde, könnten in die Hände von Terroristen gelangen und eingesetzt werden. Besonders große Gefahr geht von thermobarischen Gefechtsköpfen aus.

Forderungen

- Der UVP-Bericht sollte die allgemeinen Anforderungen hinsichtlich des Schutzes vor dem absichtlichen Absturz eines Verkehrsflugzeugs und anderen terroristischen Angriffen und Sabotageakten darstellen. Er sollte auch erklären, ob kriegerische Aktivitäten beim Schutz berücksichtigt werden.
- Hinsichtlich des Schutzes gegen Flugzeugabstürze sollte das KKW mit BWRX-300 Technologie in Polen so ausgelegt sein, dass die sicherheitsrelevanten Sicherheitsfunktionen trotz der thermischen und mechanischen Einwirkungen, die dem angenommenen Absturz von Passagierflugzeugen der größten Klasse (Airbus A-380) und schnellen Militärjets entsprechen, erfüllt werden können. Für den Nachweis sollten die Sicherheitsziele der WENRA (2013) verwendet werden.
- Das neue Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente sollte gegen potenzielle Terrorangriffe ausgelegt sein. Bei der Auswahl des Zwischenlagerkonzepts sollte der Schutz vor potenziellen Terrorangriffen Berücksichtigung finden.
- Aufgrund der aktuellen Bedrohungssituation durch militärische Aktionen sollten die kerntechnischen Anlagen in Polen entsprechend geschützt werden.

8 MÖGLICHE GRENZÜBERSCHREITENDE AUSWIRKUNGEN

8.1 Einleitung

Im Scoping-Dokument wird behauptet, dass KKW-Projekte nachweislich auch im Falle eines Unfalls keine grenzüberschreitenden Auswirkungen auf Mensch und Umwelt haben.

8.2 Diskussion und Bewertung

Die Behauptung, dass KKW nachweislich keine grenzüberschreitenden Auswirkungen haben, wurde ohne Belege gegeben. Zur Überprüfung muss ein schwerer Unfall berechnet werden, inklusive einer Ausbreitungsrechnung. Der Quellterm dafür kann wie folgt berechnet werden:

Zur Abschätzung eines möglichen Quellterms im Rahmen der vorliegenden Fachstellungnahme wurde das Inventar des Vorgängerreaktors verwendet. Das ESBWR-Kerninventar wurde auf der Grundlage der thermischen Leistung der Kernkraftwerke herunterskaliert. Das ESBWR-Kerninventar am Ende des Zyklus unter der Annahme eines Gleichgewichtskerns ist in SHOLLY (et.al. 2014) angegeben und wird hier verwendet. Das Kerninventar des ESBWR basiert auf einer Leistung von ca. 4.590 MWth. Der BWRX-300 hat eine thermische Leistung von 870 MWth, so dass das ESBWR-Inventar mit dem Faktor 0,19 multipliziert wird. Die zugehörigen Quellterme werden in SEIBERT (et al. 2014) dargestellt.

Der mögliche Unfallablauf wurde aus den Unfallanalysen eines ABWR entnommen. Dabei wird davon ausgegangen, dass sich der Unfall bei einem herunter gefahrenen Reaktor mit offenem Reaktordruckbehälter (RDB) ereignet, wenn die Kühlung des Kerns ausfällt. In diesem Szenario gelangen die Spaltprodukte auf direktem Weg über den offenen RDB und den Sicherheitsbehälter in die Umwelt.

Es ermittelt sich so eine Freisetzung der relevanten Radionuklide von Cäsium-137 von $6,6 \cdot 10^{16}$ Becquerel (Bq) und für Iod-131 von $4,31 \cdot 10^{17}$ Bq für nur einen BWRX-300. Die Freisetzungen wären mit Freisetzungen während und nach dem Unfall in Fukushima vergleichbar: Expert:innenteams gehen davon aus, dass über die gesamte Dauer des Unfalls in Fukushima aus drei Blöcken Cäsium-137 mit einer Radioaktivität in der Größenordnung von 10^{16} Bq und Iod-131 mit einer Radioaktivität in der Größenordnung von 10^{17} Bq freigesetzt wurde.

Durch schwere Unfälle in SMR kann es somit sehr wohl zu Auswirkungen auf andere Staaten, darunter auch Österreich, kommen.

Bei einem schweren Unfall kann es zu einer Betroffenheit Österreichs kommen, wenn Dosis-Richtwerte laut österreichischen Notfallplan überschritten würden.

Tabelle 1: Interventionsmaßnahmen in Österreich laut BMK (2020)

Maßnahme	Dosis für Personen < 18 Jahre, Schwangere mSv	Dosis für Erwachsene mSv	Art der Dosis
Aufenthalt im Gebäude	1	10	Effektive Erwartungsdosis über max. 2 Tage aus externer Strahlung und Inhalation
Iodprophylaxe	10	100	Erwartete Schilddrüsendosis über max. 2 Tage aus Inhalation
Evakuierung	50	50	Vermeidbare effektive Dosis über max. 2 Tage aus externer Strahlung und Inhalation
Zeitweise Umsiedlung	30	30	Effektive Erwartungsdosis über 30 Tage aus Bodenstrahlung
Dauerhafte Umsiedlung	100	100	Effektive Erwartungsdosis über 1 Jahr aus Bodenstrahlung

Es kann aber auch zur Betroffenheit Österreichs führen, wenn landwirtschaftliche Schutzmaßnahmen laut Maßnahmenkatalog (BMLFUW 2014) ergriffen werden müssen. Der Maßnahmenkatalog sieht bereits bei geringen erwarteten Kontaminationen die Einleitung landwirtschaftlicher Schutzmaßnahmen vor. Darin findet sich u. a. die Maßnahme A07 („Die unverzügliche Ernte von vermarktungsfähigen Produkten, insbesondere von lagerfähigen Produkten“) mit ihr zugeordneten (Prognose-)Werten:

Tabelle 2: (Prognose-)Werte für die landwirtschaftliche Maßnahme A07 (BMLFUW 2014)

	I-131 Bq*h/m ³	I-131 Bq/m ²	Cs-137 Bq*h/m ³	Cs-137 Bq/m ²
Start von Maßnahme A07	170	700	350	650

Laut Maßnahmenkatalog können bei Überschreiten dieser (Prognose-)Werte im ungünstigsten Fall die EU-Höchstwerte für Nahrungsmittel (in diesem Fall Blattgemüse) überschritten werden.

Es wäre wünschenswert, wenn die Berechnungen eines schweren Unfalls aus dem polnischen SMR im Zuge des UVP-Reports Kontaminationswerte entsprechend der obigen Tabelle liefern könnten, um überprüfen zu können, ob Österreich im Falle eines schweren Unfalls landwirtschaftliche Schutzmaßnahmen ergreifen müsste.

8.3 Schlussfolgerungen und Forderungen

Im Rahmen der UVP zum SMR sollten schwere, auslegungsüberschreitende Unfälle berechnet werden, um mögliche signifikante Auswirkungen auf Österreich prüfen zu können. Es wären Berechnungsergebnisse wünschenswert, die einen Vergleich sowohl mit den österreichischen Interventionsmaßnahmen als auch mit landwirtschaftlichen Schutzmaßnahmen erlauben.

LITERATURVERZEICHNIS

- AARHUS-KONVENTION (1998): Convention on access to information, public participation in decision-making and access to justice in environmental matters. Done at Aarhus, Denmark, on 25 June 1998.
- ASN (2023): ASN REPORT on the state of nuclear safety and radiation protection in France in 2022; May 2023.
- ATG (2000): Poland, Atomic Energy Act, adopted on 29 November 2000.
- BASE – Bundesamt für Sicherheit der nuklearen Entsorgung (2022): Laufzeitverlängerung deutscher Kernkraftwerke? Stand 26.07.2022.
- BMK – FEDERAL MINISTRY FOR CLIMATE ACTION (2020): Gesamtstaatlicher Notfallplan: Ereignisse in Kernkraftwerken und anderen kerntechnischen Anlagen. (Austrian Emergency Plan). https://www.bmk.gv.at/dam/jcr:9b5c25e2-7e90-44b0-9edd-aaf9153eaf25/notfallplan_KKW.pdf.
- BMLFUW – Bundesministerium für Land- und Forstwirtschaft, Umwelt und Wasserwirtschaft (2014): Maßnahmenkatalog für radiologische Notstandssituationen. Arbeitsunterlage für das behördliche Notfallmanagement auf Bundesebene gemäß Interventionsverordnung, Wien, Juli 2014.
- ENCO (2022): Abschlussbericht ENCO-FR-(22)70 REV 5, Analyse von Konzepten von Small Modular Reactors (SMR); im Auftrag des Bundesministerium Klimaschutz, Umwelt, Energie, Mobilität, Innovation und Technology; Stand 2022.
- ESPOO-KONVENTION (1991): Convention on Environmental Impact Assessment in a Transboundary Context. United Nations.
- EU (2014): RICHTLINIE DES RATES 2014/87/EURATOM vom 8. Juli 2014 zur Änderung der Richtlinie 2009/71/ Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen.
- EUR 2020: Improved safety features of LW-SMR, WP 1: Identification of improved safety features of LW-SMRs, Garching 2020.
- GEH (2023): BWRX-300 General Description, General E005N9751 Revision E August 2023.
- IAEA – International Atomic Energy Agency (2006): Fundamental Safety Principles. Safety Fundamentals, No. SF-1, Vienna.
- IAEA – International Atomic Energy Agency (2010): Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants; Specific Safety Guide No. SSG-3, Wien.
- IAEA – International Atomic Energy Agency (2015): Vienna Declaration on Nuclear Safety. On principles for the implementation of the objective of the Convention on Nuclear Safety to prevent accidents and mitigate radiological consequences. INFCIRC/872, CNS/DC/2015/2/Rev.1, February 2015.

- IAEA – International Atomic Energy Agency (2016): 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.
- IAEA – International Atomic Energy Agency (2019a) Status Report -- BWRX-300." International Atomic Energy Association, 2019. Accessed: May 25, 2023. [Online]. Available: https://aris.iaea.org/PDF/BWRX-300_2020.pdf.
- IAEA – International Atomic Energy Agency (2019b): IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SSG-2 (Rev. 1), Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants Specific Safety Guide, Vienna, 2019.
- IAEA – International Atomic Energy Agency (2019c): Site Evaluation for Nuclear Installations. Specific Safety Requirements No. SSR-1, Vienna.
- IAEA – International Atomic Energy Agency (2020): Applicability of Design Safety Requirements to Small Modular Reactor Technologies Intended for Near Term Deployment, Light Water Reactors High Temperature Gas Cooled Reactor, IAEA-TECDOC-1936, Vienna 2020.
- IAEA – International Atomic Energy Agency (2022a): „Advances in Small Modular Reactor Technology Developments“; A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS): 2022 Edition.
- IAEA – International Atomic Energy Agency (2022b): International Physical Protection Advisory Service (IPPAS); <http://www-ns.iaea.org/security/ippas.asp>.
- IRSN – Institute de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (2016): Considerations on the performance and reliability of passive safety systems for nuclear reactors; January 2016.
- IRSN – Institute de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (2019): IRSN activities related to passive safety systems assessment, Christophe Herer, Borislav Dimitrov, Jean Michel Evrard, Antoine Lejosne and Emmanuel Wattelle ICAPP 2019, International Congress on Advances in Nuclear Power Plants; France, Juan-les-pins, 2019, May 12-15.
- NAS – National Academy of Sciences (2016): Lessons Learned from the Fukushima Nuclear Accident for Improving safety and Security of U.S. Nuclear Plants, Phase 2; Committee on Lessons Learned from the Fukushima Nuclear Accident for Improving Safety and Security of U.S. Nuclear Plants; 2016.
- NATIONAL PLAN (2015): The National Plan of Radioactive Waste and Spent Nuclear Fuel Management. Appendix to resolution No. 195 of Council of Ministers of 16 October 2015 (Item 1092). <https://www.nuclear-transparency-watch.eu/htdocs/wp-content/uploads/2016/NaProPLen.pdf>.
- NEI (2016): Irregularities found at Areva’s Le Creusot forge; Nuclear Engineering International; 6 May 2016; <https://www.neimagazine.com/news/newsirregularities-found-at-arevas-le-creusot-forge-4885947>.

- NRC (2023a): Safety Evaluation by the Office of Nuclear Regulation, Licensing Topical Report NEDC-33911P, Revision 0, Supplement 1, BWRX-300 Containment Performance; GE-Hitachi Nuclear Energy Docket Number 99900034.
- NRC (2023b): Safety Evaluation by the Office of Nuclear Regulation Licensing Topical Report, NEDC-33912P, Revision 0, BWRX-300 Reactivity Control, GE-Hitachi Nuclear Energy Americas, LLC.
- NRC (2023c): Safety Evaluation by the Office of Nuclear Regulation, Licensing Topical Report, REVISION 0, Supplement 2, BWRX-300 Reactor Pressure Vessel Isolation and Overpressure Protection, Reactor Pressure Vessel Isolation and Overpressure Protection, GE-Hitachi Nuclear Energy. Docket Number 99900003.
- NRC (2023d): Safety Evaluation by the Office of Nuclear Regulation, Licensing Topical Report NEDO-33914, Revision 1, BWRX-300 Advanced Civil Construction and Design Approach, GE-Hitachi Nuclear Energy Americas, LLC Docket NO. 99900003.
- NTI – Nuclear Threat Initiative (2023): Nuclear Security Index; <http://ntiindex.org>.
- OECD/NEA (2011): Technical and Economic Aspects of Load Following with Nuclear Power Plants (2011)
- OSGE (2023): Kleines Modulares Kernkraftwerk. Projektinformationsblatt. Bauträger: BWRX-300 Stawy Monowiskie Sp. z o.o. mit Sitz in Warschau, al. Jana Pawła II 22, 00-133 Warschau. Auftragnehmer: Autorenteam ORLEN Synthos Green Energy Sp. z o.o., Teamleiter: Robert Truskowski. Warschau, April 2023. Nicht öffentlich.
- OSGE (2023, CZ): Malá Modulární Jaderná Elektrárna. Informační List Záměru. Investor: BWRX-300 Stawy Monowiskie Sp. z o.o. se sídlem ve Varšavě, al. Jana Pawła II 22, 00-133 Varšava. Zhotovitel: Autorský tým ORLEN Synthos Green Energy Sp. z o.o., Vedoucí Týmu: Robert Truskowski. Varšava, Duben 2023. https://portal.cenia.cz/eiasea/detail/EIA_MZP066M?lang=cs.
- PISTNER, C.; ENGLERT, M.; KÜPPERS, C.; VON HIRSCHHAUSEN, C.; WEALER, B.; STEIGERWALD, B.; DONDERER, R. (2021): Sicherheitstechnische Analyse und Risikobewertung einer Anwendung von SMR-Konzepten (Small Modular Reactors); Vorhaben 4720F50500; Öko-Institut e.V., Darmstadt; TU-Berlin; Fachgebiet Wirtschafts- und Infrastrukturpolitik (WIP); Physikerbüro Bremen; Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE); Berlin, März 2021.
- SEIBERT, P.; HOFMAN, R., PHILIPP, A. (2014): Possible Consequences of Severe Accidents at the Proposed Nuclear Power Plant Site Lubiatowo near Gdansk, Poland; Final Report March 4, 2014.
- SHOLLY, S.; MÜLLNER, N.; ARNOLD, N., GUFLER, K. (2014): Source terms for potential NPPs at the Lubiatowo site, Poland. Report prepared for Greenpeace Germany, Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften, BOKU Wien.
- SOVACOOOL, B.K.; SCHMID, P.; STIRLING, A.; WALTER, G.; MACKERRON, G. (2020): Differences in carbon emissions reduction between countries pursuing renewable electricity versus nuclear power, *Nat. Energy* 5, 928 (2020).

- THOMAS, S.; SEQUENS, E. (2023): Perspectives of small modular reactors in the Czech Republic: Stephen Thomas Professor Emeritus (University of Greenwich), Edvard Sequences, Energy consultant, Calla - Association for the protection of the environment; October 2023.
- TRUNDLE (2023): Reliability Assessment of Passive ICS in an SMR as part of the PSA Analysis; SH204X Master Thesis Report; Graeme Trundle KTH Royal Institute of Technology; 2023.
- UMWELTBUNDESAMT (2023): Becker, O.; Decker, K. Mraz, G.: KKW Polen, Umweltverträglichkeitsprüfung – Abschließende Stellungnahme. Erstellt im Auftrag des Bundesministeriums für Klimaschutz, Umwelt, Energie, Mobilität, Innovation und Technologie, Abteilung VI/8 Allgemeine Koordination von Nuklearangelegenheiten. Report REP-0866, Wien.
- WENRA (2013): Safety of New NPP Designs. A report by RHWG – Reactor Harmonization Working Group. March 2013. <https://www.wenra.eu/publications>.
- WENRA (2018): Report Regulatory Aspects of Passive Systems, RHWG report for the attention of WENRA; 01 June 2018.
- WENRA (2019): Report Practical Elimination Applied to New NPP Designs - Key Elements and Expectations. <http://www.wenra.eu/publications/>.
- WENRA (2020a): Guidance Document Issue TU: External Hazards. Head Document, 29pp. <http://www.wenra.eu/publications/>.
- WENRA (2020b). Guidance Document Issue TU: External Hazards. Guidance on External Flooding. Annex to the Guidance Head Document. 21pp. <http://www.wenra.eu/publications/>.
- WENRA (2020c). Guidance Document Issue TU: External Hazards. Guidance on Extreme Weather Conditions. Annex to the Guidance Head Document. 22pp. <http://www.wenra.eu/publications/>.
- WENRA (2020d): Report WENRA Safety Objectives for New Nuclear Power Plants and WENRA Report on Safety of new NPP designs – RHWG position on need for revision; 30 September 2020.
- WENRA (2021a): WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors, Update in relation to lessons learned from TEPCO Fukushima Dai-ichi Accident; 17th February 2021. <https://www.wenra.eu/publications>.
- WENRA (2021b): Report Applicability of the Safety Objectives to SMRs.
- WNISR (2023): The World Nuclear Industry Status Report 2022; Mycle Schneider Consulting Project; Paris, October 2022; V3-02/2023
- WNN (2023a) Additional SMRs in the pipeline for Darlington; 07 July 2023; <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Additional-SMRs-in-the-pipeline-for-Darlington>.

WNN (2023b): BWRX-300 completes Phases 1 & 2 of Canadian pre-licensing review; 15 March 2023. <https://world-nuclear-news.org/Articles/BWRX-300-completes-Phases-1-2-of-Canadian-pre-lice>.

WNN (2023c): BWRX-300 meets Polish safety requirements, says regulator; 24 May 2023; <https://world-nuclear-news.org/Articles/BWRX-300-meets-Polish-safety-requirements,-says-re>.

WNN (2023d): Canadian and Polish regulators announce SMR collaboration; 14 February 2023; <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Canadian-and-Polish-regulators-announce-SMR-collab>.

ABBILDUNGSVERZEICHNIS

Abbildung 1: Schematischer Querschnitt durch das Reaktorgebäude (OSGE 2023) ..39	
Abbildung 2: Vereinfachtes Schema der BWRX-300 Systeme (OSGE 2023).....40	
Abbildung 3: Schematische Darstellung des Isolationskondensatorsystems (ICS).....49	

TABELLENVERZEICHNIS

Tabelle 1: Interventionsmaßnahmen in Österreich laut BMK (2020).....	76
Tabelle 2: (Prognose-)Werte für die landwirtschaftliche Maßnahme A07 (BMLFUW 2014).....	76

ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor, fortgeschrittener Siedewasserreaktor
BMK.....	Bundesministerium für Klimaschutz, Umwelt, Energie, Mobilität, Innovation und Technologie, Österreich
BMLFUW	Bundesministeriums für Land- und Forstwirtschaft, Umwelt und Wasserwirtschaft (heute: BMK)
Bq.....	Becquerel
CDF.....	Core damage frequency, Kernschadenshäufigkeit
CNSC.....	Canadian Nuclear Safety Commission, kanadische Aufsichtsbehörde
Cs-137	Cäsium-137
DBC	Design basis condition
DBT.....	Design basis threat
DEC.....	Design extension conditions
DWR.....	Druckwasserreaktor, auf Englisch: PWR
ENSREG.....	European Nuclear Safety Regulation Group
EPRI	Electric Power Research Institute
ERDO	Association for Multinational Radioactive Waste Solutions
ESBWR.....	Economic Simplified Boiling Water Reactor,
FOAK.....	First-of-a-kind
GDA.....	Generic design assessment
GDUS, GDOŚ, GDEP	Generaldirektion für Umweltschutz, Generalny Dyrektor Ochrony Środowiska, General Directorate for Environmental Protection
GE.....	General Electric
HLW	High level waste, hochradioaktiver Abfall
I-131.....	Iod-131
IAEO, IAEA	Internationale Atomenergieorganisation, International Atomic Energy Agency
ICS.....	Isolation-Kondensatorsystem (ICS)
INSAG.....	International Nuclear Safety Advisory Group
IPPAS	International Physical Protection Advisory Service
KKW.....	Kernkraftwerk
LERF.....	Large and early release frequency; hohe und frühe Freisetzungswahrscheinlichkeit
LILW	Schwach- und mittelradioaktive Abfälle, low and intermediate level waste
LOCA.....	Loss of coolant accident

LTR.....	Licensing Topical Report
LW-SMR.....	Leichtwasser-SMR
MCR.....	Main control room, Hauptkontrollraum
mSv.....	MilliSievert, ein Tausendstel Sievert
MWe.....	MegaWatt elektrisch
MWth.....	MegaWatt thermisch
NGO.....	Nichtregierungsorganisation
NOAK.....	Nth-of-a-kind
NRC.....	Nuclear Regulatory Commission, USA
NTI.....	Nuclear Threat Initiative
ONR.....	Britische Atomaufsicht
OPG.....	Ontario Power Generation
OSGE.....	Orlen Synthos Green Energy, Projektträger
PAA.....	Polnische Atomaufsichtsbehörde, Państwowa Agencja Atomistyki
PC.....	Plant condition
PCCS.....	Containment-Kühlsystem
PEP.....	Polnische Energiepolitik
PGA.....	Peak Ground Acceleration (Maximale (horizontale) Bo- denbeschleunigung)
PPK.....	Polnisches Programm für die Kernenergie
PRA.....	Probabilistic Risk Analysis, probabilistische Risikoanalyse
PSA.....	Probabilistic Safety Analysis, probabilistische Sicherheits- analyse
PSÜ.....	Periodische Sicherheitsüberprüfung
RDB.....	Reaktordruckbehälter
RL.....	Reference Level
SMR.....	Small Modular Reaktor, kleiner modularer Reaktor
SRL.....	Safety Reference Level
SSC.....	Structures, systems and components
SUP.....	Strategische Umweltprüfung
SWR.....	Siedewasserreaktor
TVA.....	Tennessee Valley Authority
UVP.....	Umweltverträglichkeitsprüfung
VDR.....	Vendor Design Review
WENRA WGWD.....	WENRA Working Group on Waste and Decommissioning
WENRA.....	Western European Nuclear Regulators Association
ZUOP.....	Polnische Atommüllbehörde