

e-ISSN 2353-9062
ISSN 0867-4752

3 (129) 2023

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA



PAŃSTWOWA
AGENCJA
ATOMISTYKI

Biuletyn „Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna” znajduje się w wykazie czasopism naukowych Ministerstwa Edukacji i Nauki. Kwartalnik wydawany przez PAA otrzymał 40 pkt. w następujących dyscyplinach naukowych:

- nauki o bezpieczeństwie,
- nauki fizyczne,
- nauki chemiczne,
- nauki prawne,
- nauki medyczne.

Wydawca: **Państwowa Agencja Atomistyki**
ul. Nowy Świat 6/12, 00-400 Warszawa

Redakcja: **Elżbieta ZALEWSKA**
Jarosław CHILMON
ul. Nowy Świat 6/12, 00-400 Warszawa
TEL. 22 628 94 39
FAX 22 621 37 86
E-MAIL biuletyn@paa.gov.pl
www. gov.pl/web/paa

Rada Programowa

prof. dr hab. **Janusz JANECZEK** – przewodniczący Rady
prof. dr hab. inż. **Andrzej CHMIELEWSKI** – członek Rady
prof. dr hab. n. med. **Marek K. JANIAK** – członek Rady
prof. dr hab. n. med. **Eugeniusz DZIUK** – członek Rady
prof. dr hab. n. med. **Leszek KRÓLICKI** – członek Rady
dr hab. **Agnieszka KORGUL** – członek Rady
dr **Tomasz NOWACKI** – członek Rady

Maciej JURKOWSKI, Redaktor naczelny

Marek WOŹNIAK, Redaktor techniczny

e-ISSN 2353-9062
ISSN 0867-4752

Druk: Centrum Poligrafii Sp. z o.o.

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 3 (129) 2023
Warszawa

Spis treści

Polsko-kanadyjska współpraca dozorowa	7
Odszedł od nas Janusz Barczyk	9
Dagmara Chmielewska-Śmietanko, Agnieszka Miskiewicz, Tomasz Smoliński Dynamiczny rozwój małych reaktorów modułowych (SMR) – sytuacja na świecie i w Polsce	10
Andrzej Strupczewski Propozycje zmian w wymaganiach bezpieczeństwa MAEA dotyczące małych reaktorów modułowych (SMR)	21
Marta Krejpowicz, Krzysztof Madaj Energetyka jądrowa w kontekście normalizacji i zapewnienia jakości	37
Krzysztof Król, Krystyna Koza Ochrona czy obrona obiektów jądrowych – przyczynek do dyskusji	45

Szanowni Państwo

Bieżący numer Biuletynu poświęcony jest głównie małym reaktorom modułowym – SMR¹. Otwiera go informacja o polsko-kanadyjskiej współpracy dozorowej, która w ostatnim czasie staje się coraz bardziej intensywna w związku z planami wdrożenia SMR w Polsce i konieczności dozorowej oceny tej technologii pod względem spełniania wymogów bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. Współpraca i wymiana wyników analiz z kanadyjską komisją bezpieczeństwa jądrowego CNSC², prowadzącą od kilku lat intensywne prace nad oceną technologii SMR jest nie do przecenienia. W toku sierpniowego spotkania w siedzibie PAA, prezesa **Andrzeja Głowackiego** z szefową CNSC **Ruminą Velshi** uzgodniono konkretne formy tej współpracy i metody działania.



Po tej informacji zamieściliśmy także krótkie wspomnienie zmarłego w sierpniu br.

Janusza Barczyka. Emerytowany długoletni inspektor dozoru jądrowego PAA, jeden z grupy pierwszych, którym Prezes PAA nadał to uprawnienie w drugiej połowie lat 80., kiedy powołano do życia państwowy dozór bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, był współorganizatorem działalności dozorowej prowadzonej przez Państwowy Inspektorat Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej, a po włączeniu PIBJiOR do PAA, przez Departament Nadzoru Zastosowań Promieniowania Jonizującego, a później Departament Ochrony Radiologicznej.

Następne dwa artykuły poświęcone są wspomnianej problematyce SMR. W pierwszym z nich **Dagmara Chmielewska-Śmietanko**, **Agnieszka Miszkiewicz** i **Tomasz Smoliński** pokazują aktualny stan rozwoju technologii małych reaktorów modułowych, która obejmuje SMR-y na etapach koncepcji, projektu i budowy, z wskazaniem planowanych dat oddania do eksploatacji w szeregu różnych krajów świata, w tym także w Polsce. Przypominają także o potencjale tkwiącym w SMR-ach z punktu widzenia planów dekarbonizacji krajowej energetyki, opisanych w pierwszym tegorocznym numerze biuletynu. Ich sukces będzie jednak zależał od niezawodności dostarczania i konkurencyjności produkowanej w SMR-ach energii.

W drugim z artykułów poświęconych technologii SMR **Andrzej Strupczewski** podejmuje temat dostosowania i uszczegółowienia, z punktu widzenia cech SMR, istniejących wymagań zawartych w normach bezpieczeństwa Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej dotyczących projektowania elektrowni jądrowych z reaktorami dużej mocy. Autor ukazuje tok rozumowania jaki powinien towarzyszyć projektowaniu bądź ocenie bezpieczeństwa konkretnego rozwiązania SMR w oparciu o istniejące wymagania MAEA, z zastosowaniem stopniowanego podejścia (ang. *graded approach*). Stosując to podejście SMR-y chłodzone i moderowane wodą z zastosowaniem technologii PWR lub BWR³, można budować na podstawie istniejących przepisów, ale wprowadzenie opisanych w artykule zmian w wymaganiach MAEA, szczególnie w odniesieniu do projektów SMR-ów gazowo grafitowych stosujących paliwo TRISO, pozwoli na łatwiejsze projektowanie i szybsze licencjonowanie projektów SMR.

Kolejnym tematem, istotnym z punktu widzenia wdrażania projektów elektrowni jądrowych w Polsce, są kwestie normalizacji i zapewnienia jakości. W artykule poświęconym tym zagadnieniom **Marta Krejpowicz** i **Krzysztof Madaj** piszą o roli normalizacji w działaniach związanych z budową pierwszej w Polsce elektrowni jądrowej i jej późniejszej eksploatacji, oraz o wymaganiach i wyzwaniach, jakim będą musiały sprostać strony zaangażowane w realizację tego projektu. Przedstawiają także stan normalizacji krajowej oraz jej powiązań z normalizacją europejską i międzynarodową.

Numer zamyka artykuł poruszający ciekawy i nowy temat, który pojawił się ze względu na aktualną sytuację na Ukrainie. Oprócz złamania zasady nienaruszalności cywilnych obiektów jądrowych, do jakiej doszło podczas trwającej tam wojny, **Krzysztof Król** i **Krystyna Koza** przedstawiają również inne, podobne sytuacje, które nie są tak szeroko znane opinii publicznej, oraz sugerują konieczność przededefiniowania podejścia do bezpieczeństwa obiektów jądrowych, rozszerzając jego ochronny zakres o obronę z użyciem komponentu militarnego.

Życzymy Państwu owocnej lektury,
Redaktor Naczelny
Maciej Jurkowski

¹ SMR – small modular reactors.

² CNSN – Canadian Nuclear Safety Commission.

³ PWR – pressurized water reactors, BWR – boiling water reactors.

Polsko-kanadyjska współpraca dozorowa

Polish-Canadian regulatory cooperation

Państwowa Agencja Atomistyki (PAA) rozwija współpracę z kanadyjskim dozorem jądrowym. 21 sierpnia 2023 roku Prezes PAA Andrzej Głowacki spotkał się w Warszawie z Przewodniczącą Kanadyjskiej Komisji Bezpieczeństwa Jądrowego (CNSC – ang. *Canadian Nuclear Safety Commission*) Ruminą Velshi. Spotkanie odbyło się w siedzibie PAA. Było to kolejne wydarzenie w 2023 roku w ramach zacieśniania współpracy między obiema instytucjami.

Zarówno kanadyjski dozór jądrowy, jak i polski są w trakcie oceniania technologii małych modułowych reaktorów (SMR) pod względem spełniania wymogów bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. Polski dozór jądrowy podejmuje szereg działań w związku z planami wdrożenia w Polsce technologii SMR, takich jak współpraca z regulatorami z innych krajów.



Fot. 1. Spotkanie Prezesa PAA Andrzeja Głowackiego z Przewodniczącą Kanadyjskiej Komisji Bezpieczeństwa Jądrowego Ruminą Velshi, 21 sierpnia 2023 roku Warszawa.

– Obecnie na świecie jesteśmy świadkami intensywnego rozwoju nowych technologii jądrowych, takich jak SMR. Dlatego bardzo ważna jest współpraca między dozorami jądrowymi, która daje okazje do wymiany wiedzy i wyników analiz. To z kolei przyczynia się do optymalizacji procesu licencjonowania, co umożliwi sprawniejsze wdrażanie tych technologii w Polsce i na świecie – powiedział Andrzej Głowacki podczas wizyty Ruminy Velshi w Warszawie.

– Tylko w Kanadzie obecnie mamy do oceny kilka nowych technologii jądrowych. To co się dzieje aktualnie w skali całego świata na rynku energii jądrowej, jest z jednej strony potrzebne, jeśli mamy osiągnąć nasze cele klimatyczne, a z drugiej jest wyzwaniem dla regulatorów. Tylko poprzez wspólne działania, współpracę z dozorami innych krajów możemy stawić czoło tym wyzwaniom w sposób w pełni efektywny – dodała szefowa kanadyjskiego dozoru jądrowego Rumina Velshi.

Wieloletnia współpraca dozorowa

Pierwsze porozumienie o współpracy zostało zawarte pomiędzy PAA a CNSC już w 2014 roku. W 2023 roku instytucje podpisały memorandum podczas konferencji Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w Abu-Zabi. Dopełnieniem tego dokumentu było podpisane w lutym 2023 roku porozumienia o współpracy w zakresie SMR.

14 czerwca 2023 roku Prezes PAA i wiceprzewodniczący CNSC podpisali warunki realizacji (ToR) porozumienia. ToR uszczegóławia warunki współpracy PAA z kanadyjskim partnerem w ramach zawartego w lutym bieżącego roku porozumienia. Dokument podpisano podczas wizyty delegacji PAA w Ottawie, w siedzibie kanadyjskiego dozoru jądrowego. – Dzisiaj podpisaliśmy ważny dokument, który uszczegóławia warunki współpracy PAA z naszym kanadyjskim partnerem w ramach zawartego w lutym bieżącego roku porozumienia – powiedział wówczas szef PAA Andrzej Głowacki. – Cieszy nas to, że mamy tak doświadczonego partnera z wieloletnim stażem, jak Kanadyjska Komisja Bezpieczeństwa Jądrowego – dodał.

Podpisany dokument ustanawia komitet do spraw zaawansowanych technologii jądrowych i SMR. Tworzą go eksperci zarówno PAA, jak i CNSC. Komitet ma koordynować współpracę polskiego i kanadyjskiego dozoru na rzecz wielkoskalowych reaktorów jądrowych oraz małych reaktorów modułowych.

Współpraca PAA i CNSC ma polegać m.in. na:

- opracowaniu wspólnych podejść do przeglądów technicznych zaawansowanych reaktorów i reaktorów SMR.

To działanie ma usprawnić krajowe przeglądy regulacyjne;

- wspólnych ocenach danego projektu w celu zapewnienia wzajemnej gotowości do skutecznego przeglądu zaawansowanych projektów reaktorów i SMR;
- prowadzeniu badań, szkoleń i opracowywaniu wspólnych podejść regulacyjnych dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego;
- wymianie informacji o przepisach i dokumentach regulacyjnych poświęconych zaawansowanym technologiom reaktorów jądrowych.

Ocena technologii SMR

Polski dozór jądrowy ocenia, czy dana technologia spełnia krajowe wymogi bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. PAA, zgodnie z obecnym stanem prawnym, podejmuje takie same działania w stosunku do małych reaktorów modułowych, jak do wielkoskalowych elektrowni jądrowych. Są to takie działania, jak wydawanie zezwoleń na budowę, rozruch, eksploatację oraz likwidację obiektu jądrowego. Prezes PAA wydaje również opinię dotyczącą wstępnego raportu lokalizacyjnego. Kolejnym instrumentem, przewidzianym w Prawie atomowym, jest możliwość wystąpienia przez inwestora do PAA o wydanie opinii ogólnej.

Ogólna opinia Prezesa PAA jest dodatkowym narzędziem informacyjnym, które pokazuje wnioskodawcy, czy wskazane przez niego założenia danej technologii jądrowej są zgodne z polskimi standardami bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

W maju 2023 roku Prezes PAA wydał pierwszą ogólną opinię w sprawie technologii małych reaktorów modułowych. Opinia dotycząca technologii BWRX-300 została wydana na wniosek spółki Orlen Synthos Green Energy. W wydanej opinii Prezes PAA wskazał założenia techniczne technologii reaktora BWRX-300 zgodne z krajowymi wymogami bezpieczeństwa jądrowego, które wynikają z ustawy – Prawo atomowe i ww. rozporządzeń. Jednocześnie Prezes Agencji zaznaczył, że ocena części przedłożonej dokumentacji pod kątem spełnienia szczegółowych wymagań będzie możliwa po dostarczeniu przez inwestora szczegółowych danych.

Obecnie (wrzesień 2023 roku) PAA rozpatruje wniosek spółki KGHM Polska Miedź w sprawie technologii NuScale.

Jarosław Chilmon

Zespół do spraw Informacji i Komunikacji,
Biuro Polityk Strategicznych
i Współpracy Międzynarodowej

Odszedł od nas Janusz Barczyk

30 sierpnia 2023 roku zmarł w wieku 78 lat nasz kolega – inspektor dozoru jądrowego Janusz Barczyk.

Całe życie zawodowe związany był z atomistyką, najpierw przez wiele lat jako pracownik Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej, następnie jako współorganizator działalności dozorowej i inspektor dozoru jądrowego w Państwowym Inspektoracie Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej. Po włączeniu PIBJiOR w strukturę Państwowej Agencji Atomistyki, jako inspektor dozoru jądrowego w Departamencie Nadzoru Zastosowań Promieniowania Jonizującego, później – Departamencie Ochrony Radiologicznej – miał istotny wkład w wypracowywanie dobrych praktyk dozorowych w dziedzinach przemysłu, nauki i medycyny. Był także współinicjatorem, a następnie działaczem Stowarzyszenia Inspektorów Ochrony Radiologicznej, będąc przez 22 lata wiceprezesem tego stowarzyszenia.



Pozostanie w naszej pamięci jako człowiek o niezwykle szerokiej wiedzy i doświadczeniu w dozorze jądrowym, który był mentorem dla młodych kadr dozorowych. Był wykładowcą na licznych szkoleniach organizowanych przez SIOR, szczególnie aktywnym po przejściu na emeryturę, przyczyniając się do podniesienia poziomu wiedzy i kultury bezpieczeństwa całej rzeszy osób uzyskujących uprawnienia inspektora ochrony radiologicznej i uprawnienia do zajmowania stanowisk mających istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

Dla nas był przede wszystkim Przyjacielem i Kolegą, lubianym i poważanym człowiekiem z ogromnym poczuciem humoru, na którego pomoc zawsze można było liczyć.

Koledzy i Przyjaciele, Inspektorzy Dozoru Jądrowego, pracownicy PAA.

Dynamiczny rozwój małych reaktorów modułowych (SMR) – sytuacja na świecie i w Polsce

Dynamic development of small modular reactors (SMR) – situation in the world and in Poland

Dagmara Chmielewska-Śmietanko, Agnieszka Miszkiewicz, Tomasz Smoliński
Instytut Chemii i Techniki Jądrowej

Streszczenie: Małe reaktory modułowe (ang. *Small Modular Reactor* – SMR) są obecnie przedmiotem dużego zainteresowania w Polsce i na świecie. Projektami małych reaktorów jądrowych interesują się zarówno firmy, zajmujące się dotychczas energetyką jądrową, jak i podmioty, które chciałyby rozwijać niskoemisyjne źródła energii. Przyczynę dynamicznego rozwoju technologii małych reaktorów jądrowych upatruje się przede wszystkim w chęci zaspokojenia potrzeb elastycznego wytwarzania energii dla szerokiego zakresu użytkowników oraz zastąpieniu starzejących się jednostek opalanych paliwami kopalnymi. Do zalet SMR-ów należy zaliczyć także możliwość kogeneracji, która pozwala na produkcję energii elektrycznej, ciepła dla ciepłownictwa i przemysłu itp., a także modularyzację, standaryzację i harmonizację oraz niższe koszty kapitałowe.

Niniejszy materiał stanowi opis sytuacji światowej oraz krajowej związanej z rozwojem projektów SMR, poprzedzony krótką charakterystyką tych reaktorów, z podkreśleniem aspektów bezpieczeństwa, które należy uwzględnić w procesie ich wdrażania.

Słowa kluczowe: SMR, małe reaktory modułowe, energetyka jądrowa.

Abstract: *Small Modular Reactors (SMRs) are currently objects of great interest in Poland and worldwide. Both companies have been operating in the nuclear sector and newcomers aiming in the development of low carbon sources are interested in projects of small modular reactors. Providing the flexible energy production to diversified end users and retrofit of old type coal boilers is the main reason for such dynamic development of SMRs' technology. Possibility of cogeneration which allows for simultaneous production of electricity, heat for district heating and the industry as well as modularization, standardization, harmonization and lower capex are the SMRs' advantages.*

This publication provides information on national and international status of the SMRs' development. Additionally short description of SMRs underlining the safety aspects, which need to be taken into account in the implementation process is covered by the first part of the article.

Keywords: SMR, small modular reactors, nuclear power.

Wstęp

Obserwując historyczną ewolucję jądrowych reaktorów energetycznych, można zauważyć, że dotychczasową długoterminową tendencją było zwiększanie rozmiaru reaktorów w celu utrzymania ich konkurencyjności gospodarczej dzięki korzyściom płynącym z efektu skali. Jednak w ciągu ostatnich lat, koncepcje reaktorów SMR, rozwijały się szybciej niż ktokolwiek przewidywał, chociażby dziesięć lat temu, i jest wysoce prawdopodobne, że w ciągu najbliższych dziesięciu lat będziemy świadkami budowy

i eksploatacji wielu SMR-ów opartych zarówno na III, jak i IV generacji reaktorów jądrowych. Powodem tak znacznego zainteresowania SMR-ami jest fakt, że mogą się stać jednym z głównych motorów dekarbonizacji światowej gospodarki, a to dzięki swojej wszechstronności, elastyczności i możliwości kogeneracji, która pozwala na produkcję energii elektrycznej, ciepła dla ciepłownictwa i przemysłu, odsalanie wody, produkcję wodoru itp. Ta różnorodność zastosowań powoduje, że według Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA) [1] istnieje ponad 70 różnych koncepcji projektowych SMR

wykorzystujących różne technologie na różnych poziomach gotowości licencyjnej. Ponadto większość projektów SMR opiera się na najbardziej zaawansowanych poziomach systemów samoistnego i/lub pasywnego bezpieczeństwa, w porównaniu z konwencjonalnymi wielkogabarytowymi konstrukcjami obecnie wykorzystywanymi na potrzeby produkcji energii elektrycznej. Oczekuje się, że przyczyni się to do zwiększenia poziomu zaufania i ułatwi ich akceptację przez społeczeństwo, a co za tym idzie, umożliwi ich działanie w istniejących obiektach przemysłowych lub w pobliżu dużych miast. Należy podkreślić, że większość SMR-ów nadal musi pokonać znaczne przeszkody techniczne w takich aspektach, jak niezawodność paliwa jądrowego, kwestie materiałowe związane z nowym rodzajem paliwa czy chłodziwa, produkcja komponentów oraz ocena bezpieczeństwa i licencjonowanie. W tym względzie należy zauważyć, że obecnie licencje posiadają na przykład rosyjskie małe reaktory montowane na barce KLT-40S, z których dwa już działają, oraz chiński mały reaktor HTR-PM (wysokotemperaturowy reaktor IV generacji chłodzony gazem), który osiągnął krytyczność w 2021 r., a operacyjność w 2022 r., nie są to jednak reaktory modułowe. Inne, bardzo zaawansowane projekty, które uzyskały wysoką ocenę NEA [2], to argentyński projekt SMR CAREM oraz chiński SMR ACP100. Najbardziej zaawansowane projekty zachodnie SMR to reaktor VOYGR firmy NuScale oraz BWRX-300 firmy GE Hitachi Nuclear Energy. NuScale do 2030 r. ma postawić baterię reaktorów w Idaho Falls w USA. Reaktory NuScale planuje wybudować również KGHM oraz rumuńska firma RoPower [3, 4]. Pierwszy reaktor BWRX-300 ma powstać w kanadyjskiej elektrowni Darlington do 2028 r. [5]. Reaktory tego typu planuje budować PKN Orlen we współpracy z Synthosem [6]. Wszystkie inne projekty SMR nadal wymagają licencji w kontekście, w którym należy dokonać przeglądu większości istniejących ram regulacyjnych oraz prawdopodobnie zmodyfikować do pewnego stopnia, aby można je było stosować do tego nowego typu reaktorów.

Charakterystyka SMR

Większość projektów SMR to reaktory jądrowe o stosunkowo małej mocy, zwykle nieprzekraczającej 300 MWe¹, o konstrukcji z założenia modułowej. Oznacza to, że całe systemy są budowane na modułach w fabryce, a następnie transportowane do montażu na miejscu w wieloblokowej elektrowni jądrowej, która umożliwi stopniowe zwiększanie mocy całej elektrowni. Konstrukcje reaktorów SMR opierać się mogą zarówno na technologiach znanych z reaktorów III generacji, jak i na koncepcji reaktorów IV

generacji, co skutkuje tym, że SMR są opracowywane dla wszystkich głównych linii technologii reaktorów:

- reaktorów chłodzonych wodą;
- wysokotemperaturowych reaktorów chłodzonych gazem;
- reaktorów powielających chłodzonych ciekłym metalem;
- reaktorów chłodzonych stopionymi solami;
- mikroreaktorów.

Obecne projekty SMR cechuje szereg czynników, które sprawiają, że mogą stać się one w przyszłości dość atrakcyjne w zastępowaniu paliw kopalnych do produkcji energii elektrycznej i dekarbonizacji przemysłu [7–9]. Kluczowe czynniki to m.in.:

- modularyzacja i budowa w fabrykach: szacuje się, że możliwe jest uzyskanie poziomu konstrukcji fabrycznej przy kolejnych obiektach nawet do ok. 60–80%;
- możliwość sekwencjonowania, która daje skalowalność i elastyczność, zmniejszając ryzyko przekroczenia czasu budowy oraz możliwości samofinansowania po wdrożeniu pierwszych modułów SMR;
- prostota projektu: pasywne mechanizmy bezpieczeństwa oraz większa integracja projektu ogranicza liczbę komponentów, oszczędza miejsce w obudowie bezpieczeństwa oraz ułatwia obsługę i konserwację;
- być może niższe koszty kapitałowe – mniejsze inwestycje początkowe po osiągnięciu dojrzałości tej technologii;
- możliwość standaryzacji i harmonizacji, która powinna ułatwić dostęp do globalnego rynku, jeśli obejmuje harmonizację regulacyjną².

Aspekty bezpieczeństwa w perspektywie użycia SMR

Ogólne wymogi bezpieczeństwa dla reaktorów SMR nie różnią się od tych dla konwencjonalnych reaktorów jądrowych. Wszystkie standardy bezpieczeństwa przewidziane dla obiektów jądrowych muszą być spełnione tak, aby zagwarantować ich bezpieczne działanie w każdych okolicznościach i w dowolnym momencie ich działalności, od projektu do likwidacji [10–12]. Niemniej jednak projekty SMR stwarzają zdaniem autorów możliwości zwiększenia, już na etapie projektowania m.in.: jakości, solidności i niezależności poziomów bezpieczeństwa. Na uwagę zasługuje fakt, iż w przypadku projektów SMR wzmocniona jest zdolność łagodzenia skutków poważnych awarii, tak aby SMR spełniały wymóg uniknięcia konieczności ewakuacji ludności w sąsiedztwie elektrowni, musi to jednak być potwierdzone szczegółowymi analizami bezpieczeństwa dla każdego konkretnego projektu. Ze

¹ Ale na przykład projekt SMR koncepcji firmy Rolls Roys zakłada moc nawet 470 MWe.

² Przykładem dążenia do takiej harmonizacji jest opisana w pierwszym artykule niniejszego numeru Biuletynu polsko-kanadyjska współpraca dozorcza (*przyp. red.*).

względem na koncepcję modułową SMR-ów wdrażanie i skuteczność zaawansowanych funkcji bezpieczeństwa jest silnie uzależniona od rozmieszczenia komponentów, co wymaga odpowiedniej optymalizacji całej architektury. Rozwój SMR oferuje wiele możliwości zwiększenia bezpieczeństwa poprzez wykorzystanie specyficznych dla nich cech:

- obniżone wymagania dotyczące zewnętrznego odbioru ciepła z modułu, umożliwiające szeroki wybór lokalizacji dzięki odpowiedniej optymalizacji liczby modułów na lokalizację;
- w przypadku niewielkiej mocy modułów relatywnie niewielki zapas materiałów rozszczepialnych, co prowadzi do niskiego ciepła resztkowego, niewielkiego źródła promieniowania i niskich uwolnień w przypadku poważnych awarii;
- silna integracja instalacji, która może się okazać korzystna dla bezpiecznej pracy reaktora (zintegrowana konstrukcja umożliwia bezpośrednie połączenie między głównymi komponentami, np. generatorami pary ze zbiornikiem, pompami głównymi ze zbiornikiem lub generatorem pary itp., co pozwala na wyeliminowanie podczas projektowania ryzyka „dużych przerw” w obiegach chłodzenia, które są głównym zagrożeniem w wielkogabarytowych reaktorach pętlowych);
- zmniejszony rozmiar instalacji korzystny ze względu na: zwiększoną odporność na trzęsienia ziemi, mniejszy przekrój poprzeczny na uderzenia wszelkiego rodzaju pocisków, możliwość zapewnienia lepszej dostępności do przeglądów, konserwacji i napraw, ułatwione wykorzystanie konwekcji naturalnej ciepła, co zwiększa odporność na wszelkiego rodzaju incydenty związane z pompami;
- kompaktowość SMR umożliwia zminimalizowanie ryzyka powodowanego przez większość zewnętrznych zagrożeń poprzez budowę podziemną, a nawet przez zanurzenie. Jest to również korzystne ze względu na odporność na trzęsienia ziemi;
- niskie ciśnienie wewnątrz obudowy rdzenia dla niektórych projektów, co skutkuje uproszczeniem systemu, wykluczeniem wypadków spowodowanych wysokim ciśnieniem, łatwą produkcją fabryczną i oczekiwaną redukcją kosztów;
- użycie prostszych komponentów i obecność mniejszej liczby połączeń między nimi (które według niektórych opinii mogą uprościć produkcję, walidację i ostatecznie procesy licencjonowania)³;
- dla lekkowodnych SMR opcja wprowadzenia kontroli rdzenia bez użycia kwasu borowego rozpuszczonego w celu kontroli reaktywności, co eliminuje prawdopodobieństwo wypadków inicjowanych przez reaktywność z powodu błędu rozcieńczenia (w tym niezamierzonego uruchomienia pomp w warunkach stanu ustalonego).

Przytoczone cechy konstrukcji SMR w sposób kluczowy wpływają na poprawę bezpieczeństwa tego typu projektów, co więcej – w zależności od wybranej technologii istnieje szereg specyficznych rozwiązań, które dodatkowo podnoszą bezpieczeństwo reaktorów. Zalety technologii SMR mogą umożliwić zmniejszenie obciążenia personelu operacyjnego i skuteczniejszego zarządzania wypadkami, a zatem powinny skutkować wydajniejszym i łatwiejszym procesem licencjonowania.

Podsumowując, rozwój SMR stwarza okazję, ale wymaga również konieczności opracowania zharmonizowanych wymogów bezpieczeństwa i stosowania szeroko uzgodnionych metodologii w procesie licencjonowania, jak wspomniano w raporcie WNA „Facilitating International Licensing of Small Modular Reactors” [13].

Nowe koncepcje i projekty SMR

Według raportu IEA z 30 czerwca 2022 roku [14] obecnie rozwijanych jest ponad 70 projektów SMR, które są w różnym stopniu zaawansowania, począwszy od koncepcji, poprzez podstawowe czy szczegółowe projekty, do prototypów już budowanych, czy nawet 3 małych reaktorów znajdujących się już w eksploatacji.

Najbardziej zaawansowane prace nad konstrukcją, wdrożeniem, a także licencjonowaniem SMR-ów są prowadzone w Stanach Zjednoczonych i Kanadzie, natomiast nowe projekty małych, ale niemodułowych reaktorów weszły już do eksploatacji w Chinach – jeden i w Rosji – dwa. W szeregu innych krajach projekty małych reaktorów modułowych SMR są na różnych etapach projektowania, bądź wdrażania.

STANY ZJEDNOCZONE

W 2016 roku firmy zaangażowane w projektowanie SMR-ów oraz potencjalni odbiorcy technologii utworzyli konsorcjum o nazwie *SMR Start*, którego głównym celem są wspólne działania prowadzące do przyspieszenia wdrożenia tej technologii. Członkami konsorcjum są: Bechtel, BWX Technologies, Dominion, Duke Energy, Energy Northwest, Fluor, GEH Hitachi Nuclear Energy, Holtec, NuScale, Ontario Power, PSEG Nuclear, Southern Nuclear, Tennessee Valley Authority (TVA) and Utah Associated Municipal Power Systems (UAMPS). Organizacja reprezentuje firmy w kontaktach z amerykańskim urzędem dozoru jądrowego US Nuclear Regulatory Commission (NRC) i kongresem dotyczących kwestii SMR-ów. Nuclear Energy Institute (NEI), będący organizacją reprezentującą użytkowników reaktorów jądrowych w Stanach Zjednoczonych, również wspierał powstanie konsorcjum i ściśle z nim współpracuje nad wypracowaniem standardów legislacyjnych dla SMR-ów [1].

³ Istnieją też opinie przeciwstawne – wskazujące, iż umiejscowienie wszystkich istotnych z punktu widzenia bezpieczeństwa elementów w jednym zbiorniku jest bardziej skomplikowane niż dotychczas i stwarzające większe ryzyko (*przyp. red.*).

W sierpniu 2022 roku TVA podpisało porozumienie z GEH w celu wspólnej pracy nad wstępnym licencjonowaniem i następnie konstrukcją reaktora BRWX-300 w Clinch River, niedaleko Oak Ridge [16]. W 2015 r. Departament Energii Stanów Zjednoczonych (ang. DOE – *US Department of Energy*) ustanowił inicjatywę *Gateway for Accelerated Innovation in Nuclear* (GAIN), której przewodniczy Idaho National Laboratory (INL). Celem tego przedsięwzięcia jest zapewnienie wsparcia legislacyjnego i finansowego, które ma przyspieszyć komercjalizację nowych projektów SMR-ów. W styczniu 2016 roku firmy Southern Company Services oraz X-energy otrzymały od DOE granty w wysokości 40 milionów dolarów na prace związane z reaktorem prędkim chłodzonym stopionymi solami (MCFR), który jest rozwijany wspólnie z Terra Power i Oak Ridge National Laboratory (ORNL) oraz reaktorem wysokotemperaturowym chłodzonym gazem z rdzeniem usypanym (ang. *pebble bed high temperature gas cooled reactor*) Xe-100 [17].

W połowie 2016 roku DOE przyznał granty na rozwój projektów SMR w wysokości 2 milionów dolarów dla Terrestrial Energy wraz z Argonne National Laboratory (ANL), Transatomic Power wraz z ORNL oraz Oklo Inc wspólnie z Argonne and INL [18]. Kolejne granty o wysokości 4,2 miliona dolarów zostały przyznane w połowie 2017 roku i trafiły do Terrestrial Energy wraz z ANL, Transatomic Power również wraz z ANL, Holtec SMR Inventec w celu rozwoju reaktora SMR-160 w ORNL, Oklo Inc wspólnie z Sandia i ANL oraz Elysium wraz z INL i ANL.

W kwietniu 2018 DOE wybrała kolejnych 13 projektów, włącznie z pierwszymi projektami wyłonionymi w ramach nowej inicjatywy wsparcia finansowego *U.S. Industry Opportunities for Advanced Nuclear Technology Development*, którym przekazała dotacje w wysokości 60 milionów dolarów [19].

We wrześniu 2018 roku w Kongresie została uchwalona strategia dotycząca programów badawczo-rozwojowych w zakresie energetyki DOE oraz akt prawny dopuszczający możliwość konstrukcji i testowania demonstracyjnych reaktorów jądrowych przez sektor prywatny [20].

W 2019 roku NRC opublikowała przewodnik dotyczący procesu licencjonowania dla zaawansowanych reaktorów [21].

W maju 2020 roku DOE ogłosiła *Advanced Reactor Demonstration Program* (ARDP) oferujący na pierwszym etapie 160 milionów dolarów dofinansowania dla budowy dwóch zaawansowanych reaktorów, których konstrukcja mogłaby się zakończyć w ciągu kolejnych 7 lat.

W grudniu 2020 roku DOE ogłosiła przyznanie 30 milionów dolarów finansowania w ramach ARDP pięciu zespołom rozwijającym technologie reaktorowe, które mogą być wdrożone w ciągu najbliższych 10–14 lat. Wsparcie finansowe otrzymały: Kairos Power w celu przygotowania rozwoju swojego reaktora wysokotemperaturowego

HERMES KP-FHR o mocy 130 MW ze stopionymi solami (fluorkami) jako chłodziwem i stałym paliwem kulowym (TRISO), Westinghouse na rozwój mikroreaktora eVinci, BWXT Advanced Technologies w celu opracowania reaktora BWXT (BANR), Holtec z przeznaczeniem na konstrukcję reaktora SMR-160 oraz Southern Company na reaktor MCFR [22].

W listopadzie 2021 roku DOE przeznaczyła 8,5 miliona dolarów dla firmy Nuclear Alternative Project (NAP), która ma ocenić dwie potencjalne lokalizacje w Portoryko pod kątem posadowienia SMR-ów [23]. W połowie 2023 roku firma Westinghouse zaprezentowała mały reaktor modułowy AP300 oparty na dobrze znanej większej konstrukcji AP1000, którego licencjonowanie ma się zakończyć w 2027 roku, a pierwsza tego typu jednostka według planów ma zacząć pracę w 2033 roku [24]. W 2020 roku reaktor 50 MWe firmy NuScale Power jako pierwszy SMR dostał certyfikację NRC na terenie Stanów Zjednoczonych [25]. Jednocześnie po dostarczeniu przez firmę NuScale Power dodatkowych informacji dotyczących bezpieczeństwa konstrukcji NRC ponownie podjęła ocenę większej modułowej konstrukcji tej firmy, a mianowicie reaktora o mocy 77 MWe [26]. Pojawił się również plan wykorzystania tych większych SMR-ów do zasilania pieców łukowych w hutach stali zarządzanych przez Nucor [27].

W styczniu 2023 roku X-energy i Kinectrics ogłosiły podjęcie współpracy mającej na celu projekt, budowę i eksploatację wysokociśnieniowego chłodzonego helem reaktora Xe-100. Komercyjna wersja projektu ma zostać opracowana do 2025 roku [28]. Kompania chemiczna DOW ogłosiła wraz z X-energy pierwszą lokalizację reaktora Xe-100.

Budowa zlokalizowana w Dow's UCC Seadrift Operations ma obejmować konstrukcję złożoną z czterech reaktorów i rozpocznie się w 2026 roku [29].

Nebraska Public Power District (NPPD), właściciel i operator elektrowni jądrowej w Cooper rozpoczął proces identyfikacji lokalizacji spełniających kryteria do posadowienia reaktorów SMR. W pierwszym etapie będzie wytypowanych 15 najlepszych lokalizacji, które zostaną zawężone w drugim etapie do wyboru czterech miejsc [30]. Również w Stanie Virginia firma Dominion Engineering Inc. (DEI) przygotowała dla LENOWISCO Planning District Commission wstępne stadium wykonalności dla budowy SMR, co w efekcie przyniosło wytypowanie 7 potencjalnych lokalizacji [31].

Ciekawostką jest pomysł wykorzystania reaktorów SMR w stacjach ładowania zasilanych elektrycznie pojazdów o dużej ładowności [32].

KANADA

Aktualnie kanadyjski urząd dozoru jądrowego Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) prowadzi przegląd przedlicencyjny dla 10 reaktorów jądrowych o mocach

w przedziale 3–300 MWe. Są to następujące projekty reaktorów: IMSR firmy Terrestrial Energy, reaktory MMR-5 i MMR-10 firmy Ultra Safe Nuclear Corporation (USNC), reaktor SEALER firmy LeadCold Nuclear, reaktor ARC-100 firmy ARC Nuclear, reaktor SSR-W firmy Moltex, reaktor SMR-160 firmy Holtec, reaktor Power Module firmy NuScale, reaktor U-Battery firmy o tej samej nazwie, reaktor BRWX-300 firmy GE Hitachi's BWRX-300 oraz reaktor Xe-100 firmy X-energy [33].

W czerwcu 2017 roku Canadian Nuclear Laboratories (CNL) wystosowało międzynarodowe zapytanie dotyczące projektów SMR-ów. Przyniosło ono szeroki odzew przemysłu i ośrodków akademickich oraz 19 propozycji posadowienia prototypów na terenach należących do CNL. Ostatecznie wybrano Chalk River jako miejsce, gdzie do roku 2026 firma Global First Power zbuduje reaktor MMR. Aktualnie trwają przygotowania do rozpoczęcia budowy, która ma ruszyć w połowie 2023 roku [34].

W listopadzie 2018 roku rząd kanadyjski opublikował mapę drogową dla reaktorów SMR. Dokument, który powstał w wyniku dużego zaangażowania przemysłu, potencjalnych odbiorców technologii oraz ekspertów, zawiera ponad 50 rekomendacji dotyczących zarządzania zużyтым paliwem, przygotowania regulacji prawnych czy współpracy międzynarodowej w tej tematyce [35].

W październiku 2020 roku Minister Innowacji, Nauki i Przemysłu ogłosił przyznanie pierwszego grantu w ramach kanadyjskiego programu *Strategic Innovation Fund* o wysokości 20 milionów dolarów firmie Terrestrial Energy w celu przyspieszenia budowy reaktora IMSR [36].

W październiku 2020 roku Ontario Power Generation (OPG) ogłosiło, że rozpoczyna współpracę z GE Hitachi (GEH), Terrestrial Energy i X-energy w celu budowy SMR-ów na odległych od cywilizacji terenach. Prace mają dotyczyć reaktorów 300 MWe BWRX-300 GEH, 192 MWe IMSR Terrestrial oraz 80 MWe Xe-100 X-energy [37].

W listopadzie 2020 roku Moltex Energy podpisał porozumienie z New Brunswick Power i NB Power w celu budowy reaktora SMR w Point Lepreau, a w marcu 2021 roku kanadyjski rząd przeznaczył 56 milionów dolarów na rozwój tego projektu uwzględniającego budowę reaktora SSR-W [38].

W 2021 roku Ontario Power Generation ogłosiło plany budowy reaktora BWRX-300 SMR w Darlington, która miałaby zostać ukończona w 2028 roku. Przygotowania do budowy ruszyły w 2022 roku, a do końca roku inwestor zamierza wystąpić o pozwolenie na budowę obiektu [39]. W styczniu 2023 roku GEH wraz z Ontario Power Generation (OPG), SNC-Lavalin i Acon ogłosiły podpisanie kontraktu na budowę reaktora BWRX-300 w Darlington. OPG jako właściciel licencji będzie odpowiedzialny za całość projektu, włączając przeszkolenie operatorów reaktora, nadzór i dostawę paliwa. GEH będzie odpowiedzialny za rozwój technologii, projekt oraz zakup głównych komponentów. SNC-Lavalin będzie służyło

wsparciem inżynieryjnym i projektowym, natomiast Acon będzie odpowiedzialny za planowanie i prowadzenie budowy oraz zarządzanie projektem [40]. Projekt BWRX-300 jako pierwszy SMR przeszedł 1 i 2 etap oceny projektu przez CNSC [41].

W maju 2023 roku ogłoszono dokładną lokalizację 15 MWt reaktora w Chalk River, a obecnie złożono wniosek licencyjny do CNSC oraz trwają badania środowiskowe w wybranej lokalizacji [42].

WIELKA BRYTANIA

W marcu 2016 roku Department of Energy & Climate Change (DECC) ogłosił konkurs, który miał na celu wybranie najbardziej odpowiedniej dla Wielkiej Brytanii technologii SMR [40]. Miało to związek z deklaracją rządu w listopadzie 2015 roku przeznaczającą 250 milionów funtów na inwestycje dotyczące badań i rozwoju reaktorów SMR [43].

W grudniu 2017 roku Department for Business, Energy & Industrial Strategy (BEIS) ogłosił zamknięcie konkursu, a w zamian ogłosił dwuetapowy konkurs dotyczący projektów zaawansowanych reaktorów modułowych z budżetem 44 milionów funtów, na który wpłynęło 20 ofert [45].

We wrześniu 2018 roku ogłoszono wybór 6 technologii, które otrzymają wsparcie w wysokości 300 milionów funtów. Wśród nich są: U-Battery Developments (U-Battery), Ultra Safe Nuclear (reaktor MMR), Advanced Reactor Concepts (reaktor ARC-100), DBD (reaktor HTR-PM), LeadCold (reaktor SEALER-UK), Moltex Energy (reaktor SSR-W), Tokamak Energy (tokamak sferyczny) i Westinghouse (reaktor prędko chłodzony ołowiem LFR) [46].

W lipcu 2020 roku ogłoszono wyniki drugiego etapu konkursu, w ramach którego zostały wyłonione 3 firmy: Tokamak Energy, U-Battery Developments i Westinghouse, otrzymały one kolejne 40 milionów funtów na dalsze prace rozwojowe [46].

Pod koniec 2020 roku ogłoszono, że konsorcjum kierowane przez Rolls-Royce zamierza zbudować 16 reaktorów SMR [47].

W listopadzie 2021 roku rząd brytyjski ogłosił przeznaczenie finansowania w wysokości 210 milionów funtów na rozwój projektu SMR przez Rolls-Royce, dodatkowo projekt ten otrzymał wsparcie sektora prywatnego w wysokości 195 milionów funtów [48].

W listopadzie 2022 roku Rolls-Royce wybrał Trawsfynydd, Sellafield, Wylfa i Oldbury jako potencjalne lokalizacje dla posadowienia przyszłego reaktora SMR [49].

W kwietniu 2023 roku urzędy prowadzące działania regulacyjne i nadzorcze w zakresie bezpieczeństwa jądrowego w Wielkiej Brytanii – Office for Nuclear Regulation (ONR), the Environment Agency i Natural Resources Wales (NRW) ogłosiły pozytywne zakończenie pierwszego etapu oceny ogólnego projektu reaktora SMR 470 MWe

firmy Rolls-Royce i przejście do drugiego etapu oceny, która będzie trwała 16 miesięcy [50].

CHINY

China National Nuclear Corporation (CNNC) ogłosiła w lipcu 2019 roku kolejny, po wdrożonym z sukcesem małym reaktorze wysokotemperaturowym PM-HTR, projekt wodnocisnieniowego SMR. Przewiduje on budowę reaktora SMR ACP100 w Changjiang w prowincji Hainan, nieopodal działającej elektrowni jądrowej [51]. W czerwcu 2021 roku projekt reaktora demonstracyjnego tego typu o nazwie Linglong One został zaakceptowany przez chińską Narodową Komisję ds. Rozwoju i Reform, a w lipcu już rozpoczęto budowę [52, 53]. W październiku 2021 roku posadowiono dolną część obudowy bezpieczeństwa pierwszej jednostki, a włączenie elektrowni do sieci jest planowane na połowę 2026 roku [54].

RUMUNIA

W marcu 2019 roku rumuńska państwowa spółka Nuclearelectrica podpisała z amerykańską firmą NuScale porozumienie dotyczące zbadania możliwości budowy w Rumunii reaktora SMR i związanych z tym regulacji prawnych [55]. Elektrownia jądrowa składająca się z 6 modułów ma w przyszłości dostarczać 462 MW energii.

Na początku 2021 roku Nuclearelectrica otrzymała grant w wysokości 1,2 miliona dolarów na analizę możliwości posadowienia elektrowni w kilku lokalizacjach.

W maju 2022 roku ogłoszono, że elektrownia oparta na reaktorach SMR zostanie wybudowana w miejscu nieczynnej już elektrowni węglowej w Doicesti. Koszt budowy elektrowni, która ma zacząć działać do końca bieżącej dekady, szacuje się na 1,6 biliona dolarów [56]. Podczas szczytu G7 w Hiroszimie rządy Stanów Zjednoczonych, Japonii, Korei Południowej i Zjednoczonych Emiratów Arabskich ogłosiły udział zarówno publicznego, jak i prywatnego sektora we wsparciu w wysokości 275 milionów dolarów dla projektu SMR firmy NuScale Power w Rumunii [57]. W tym samym czasie firma ogłosiła, że dołączyła do Romanian Atomic Forum (Romato) jako członek wspierający [58]. W połowie czerwca 2023 roku 6 firm — NuScale Power, Nuclearelectrica, E-Infra, Nova Power & Gas, Fluor Enterprises oraz Samsung C&T Corporation podpisało list intencyjny dotyczący współpracy nad budową reaktorów VOYGR w centralnej i wschodniej Europie, począwszy od Rumunii [59]. Jednocześnie NuScale Power otworzyła na Politechnice w Bukareszcie nowoczesne Energy Exploration (E2) Center, gdzie będzie możliwe szkolenie w warunkach imitujących rzeczywiste procesy zachodzące w elektrowni jądrowej [60].

CZECHY

Koncern ČEZ, który jest operatorem czeskich elektrowni jądrowych, podpisał wstępne umowy o współpracy z szeregiem potencjalnych dostawców SMR-ów: NuScale, GE Hitachi, Rolls Royce, EdF, KHNP i Holtec [61].

We wrześniu 2022 roku premier Czech Petr Fiala zapowiedział budowę reaktora SMR przy działającej elektrowni jądrowej Temelin. Termin oddania jednostki planowany jest 2032 roku [62].

FRANCJA

Prezydent Francji Emmanuel Macron zapowiedział inwestycje w reaktory SMR. Wsparcie w wysokości miliarda euro ma być częścią programu „*France 2030*”. Aktualnie najbardziej zaawansowanym projektem SMR we Francji jest reaktor Nuward. Rozwija go grupa instytucji z państwowym koncernem EDF na czele [63]. Nuward będzie reaktorem PWR złożonym z dwóch 170 MWe jednostek, a aktualnie jest w fazie koncepcyjnej [64].

HOLANDIA

W sierpniu 2022 roku Rolls-Royce podpisał porozumienie z holenderską firmą ULC-Energy w celu budowy w Holandii reaktora SMR [65]. W grudniu 2021 roku rząd zapowiedział finansowe wsparcie dla energetyki jądrowej w kwocie biliona euro do 2030 roku [66].

SZWECJA

W lutym 2021 roku Uniper Sweden, LeadCold oraz Królewski Uniwersytet Techniczny (KTH) podpisały porozumienie o współpracy w celu sprawdzenia możliwości budowy reaktora SEALER na terenie czynnej elektrowni jądrowej w Oskarshamn do 2030 roku [67]. W marcu 2022 roku firma Kärnfull Next podpisała z GE Hitachi Nuclear Energy (GEH) porozumienie dotyczące budowy reaktora BWRX-300 w Szwecji [68].

ESTONIA

Estońska firma energetyczna Fermi Energy wysłała zaproszenie do składania ofert na budowę estońskich reaktorów SMR do GE Hitachi, NuScale i Rolls-Royce. Termin nadsyłania ofert z kompletną dokumentacją techniczną potrzebną do oszacowania kosztów budowy to grudzień 2022 roku, a wybór technologii ma być dokonany w lutym 2023 roku [69]. Jako SMR, który potencjalnie może powstać w Estonii, wybrany został reaktor BWRX-300 firmy GEH [70].

FINLANDIA

Fińskie przedsiębiorstwo Fortum rozpoczęło dwuletnie studium wykonalności w celu zbadania wstępnych warunków do budowy nowej elektrowni jądrowej w Finlandii i Szwecji. Badanie obejmuje zarówno konwencjonalne duże reaktory, jak i małe reaktory modułowe SMR. Fortum podpisało także porozumienie z inną fińską firmą Helen dotyczące współpracy nad budową reaktorów SMR [71]. Fortum podpisało również list intencyjny z fińskim producentem stali Outokumpu dotyczący zbadania możliwości dekarbonizacji hut stali przez zastosowanie reaktorów SMR. Pierwsze prace mają dotyczyć największej huty zlokalizowanej w Tornio [72].

Z kolei firma Steady Energy ogłosiła, że zwiększa do 2 milionów euro finansowanie współpracy firm VTT, Yes VC oraz Lifeline Ventures mającej prowadzić do wybudowania 50 MW reaktora LDR-50, który to projekt jest opracowywany od 2020 roku [73].

INDIE

Indie dysponują aktualnie 14 działającymi jednostkami IPHWR-220 (ang. *Indian Pressurized Heavy Water Reactor-220*), które zostały zaprojektowane w Bhabha Atomic Research Centre. Każda z nich jest w stanie wygenerować 220 MWe [74].

GHANA

W październiku 2022 roku Stany Zjednoczone, Japonia i Ghana podpisały porozumienie dotyczące budowy reaktora SMR na terenie tego ostatniego kraju. W pierwszym etapie rząd Japonii wspierany przez japońskie i amerykańskie firmy: IHI Corporation, JGC Corporation, Regnum Technology Group i NuScale Power oraz we współpracy z instytucjami rządowymi w Ghanie przygotowuje studium wykonalności budowy reaktora VOYGR NuScale [75].

POLSKA

W lutym 2022 roku KGHM Polska Miedź podpisał umowę z NuScale Power w sprawie rozpoczęcia prac nad wdrożeniem reaktorów SMR w Polsce. Planowany termin uruchomienia pierwszych reaktorów to 2029 roku [76].

W grudniu 2021 roku firmy GE Hitachi Nuclear Energy, BWXT Canada i Synthos Green Energy ogłosiły zamiar wsparcia wdrożenia reaktorów SMR w Polsce. Następnie Synthos Green Energy wraz ze PKN Orlen utworzyły spółkę joint venture Orlen Synthos Green Energy (OSGE), mającą budować reaktory BWRX-300. Pierwsze reaktory mają powstać do końca bieżącej dekady [77].

W lipcu 2022 roku Orlen Synthos Green Energy złożył do Państwowej Agencji Atomistyki (PAA) wniosek o wydanie ogólnej opinii dotyczącej planowanych rozwiązań

organizacyjno-technicznych stosowanych w reaktorach SMR. Podobny wniosek złożył także KGHM. Zgodnie z art. 39b ustawy Prawo atomowe Prezes PAA ma sześć miesięcy na wydanie opinii w tej sprawie. W przypadkach szczególnie skomplikowanych termin ten może zostać wydłużony do dziewięciu miesięcy [78]. Opinia dotycząca technologii reaktora BWRX-300 została wydana w maju 2023 roku.

Na początku 2023 roku EDF podpisała z firmą Respect Energy – polskim dostawcą energii ze źródeł odnawialnych, porozumienie o współpracy nad rozwojem w Polsce projektów jądrowych bazujących na wykorzystaniu reaktora Nuward [79].

W lutym 2023 roku PAA oraz kanadyjska CNSC podpisały porozumienie o współpracy mającej na celu wymianę doświadczeń dotyczących procesu oceny projektów zaawansowanych reaktorów SMR [80]. W czerwcu 2023 roku podpisano dokument uszczegóławiający warunki współpracy w ramach tego porozumienia.

W połowie 2023 roku Ontario Power Generation (OPG) i ORLEN Synthos Green Energy (OSGE) podpisały list intencyjny bazujący na istniejącej już współpracy między firmami, która ma prowadzić do budowy reaktorów SMR w Europie [81].

W ramach programu GOSPOSTRATEG jest też realizowany projekt, który ma na celu wykorzystanie różnych technologii SMR do dekarbonizacji polskiego sektora energetycznego. Jest to projekt „Plan dekarbonizacji krajowej energetyki zawodowej na drodze modernizacji z wykorzystaniem reaktorów jądrowych (DEsire)” [82].

KOREA POŁUDNIOWA

Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) oraz władze prowincji Alberta w Kanadzie podpisały umowę o współpracy nad zastosowaniem reaktorów SMR, między innymi reaktora 330-MWt, 100-MWe System-integrated Modular Advanced Reactor (SMART) w procesie dekarbonizacji przemysłu prowincji, która jest największym producentem energii, ale też emituje najwięcej z kanadyjskich prowincji zanieczyszczeń [83].

W połowie 2023 roku dwie koreańskie instytucje finansowe Korea Trade Insurance Corporation (K-Sure) i Export-Import Bank of Korea (KEXIM) podpisały umowę z firmami Holtec International oraz Hyundai Engineering & Construction dotyczącą wsparcia finansowego we wdrażaniu projektu reaktora SMR-160 [84].

UKRAINA

W połowie 2023 roku Holtec International podpisał z Energoatomem porozumienie, którego celem jest budowa 20 reaktorów SMR-160 w Ukrainie. Pierwszy z nich ma być uruchomiony w marcu 2029 roku. Jednocześnie Holtec chce w Ukrainie uruchomić produkcję komponentów reaktora SMR-160 [85].

INDONEZJA

W marcu 2023 roku Stany Zjednoczone i Indonezja ogłosiły nawiązanie strategicznego partnerstwa mającego pomóc Indonezji w stworzeniu programu rozwoju energii jądrowej oraz wspierać ten kraj w jego wysiłkach budowy reaktorów SMR [86].

NORWEGIA

Firma doradcza TVO Nuclear Services (TVONS) będąca częścią Teollisuuden Voima Oyj, właściciela i operatora fińskiej elektrowni jądrowej Olkiluoto, podpisała list intencyjny z Norsk Kjernekraft (Norwegian Nuclear), który ma na celu rozwój i budowę reaktorów SMR w Norwegii [87].

DANIA

Firma Seaborg Technologies, która rozwija mały reaktor modułowy chłodzony stopionymi solami (CMSR), nawiązała partnerstwo z dwoma koreańskimi firmami Samsung Heavy Industries (SHI), która buduje statki oraz jest właścicielem i operatorem elektrowni Korea Hydro & Nuclear Power (KHNP). Stworzone konsorcjum ma na celu rozwój pływających jednostek wykorzystujących 200 MWe reaktory SMR [88].

Najważniejsze osiągnięcia na drodze wdrożenia SMR

Ponad siedemdziesiąt projektów SMR jest opracowywanych i wdrażanych na różnych etapach w 18 państwach członkowskich MAEA. Do najważniejszych kamieni milowych we wdrażaniu technologii SMR należy zaliczyć:

- rozpoczęcie pracy małego reaktora wysokotemperaturowego HTR-PM w Chinach > Pierwszy reaktor HTR-PM osiągnął po raz pierwszy krytyczność we wrześniu 2021 roku, a testy rozruchowe zakończono w listopadzie tego samego roku. Kolejnym etapem było podłączenie do sieci. Projekt demonstracyjny Huaneng Shidaowan jest pierwszym na świecie reaktorem wysokotemperaturowym małej mocy, który osiągnął pełną moc z zachowaniem stabilnych parametrów pracy w grudniu 2022 roku [86].
- budowę reaktora CAREM25 w Argentynie > Oczekuje się, że reaktor ten osiągnie po raz pierwszy stan krytyczny w 2026 roku.
- budowę reaktora ACP100 w Chinach > Reaktor ten ma rozpocząć komercyjną eksploatację do końca 2026 roku.
- budowę reaktora BREST-OD-300 w Federacji Rosyjskiej > Zakończenie budowy planowane jest na 2026 roku,

- dwa małe reaktory KLT-40S⁴, o mocy ok. 50 MWe każdy, pracujące na zakotwiczonej u brzegów Czukotki barce „Akademik Łomonosow” od maja 2020 roku,
- Zatwierdzenie standardowego projektu NuScale Power Module™ w Stanach Zjednoczonych przez amerykańską komisję NRC we wrześniu 2020 roku.

Podsumowanie

Komercyjna, nakierowana na produkcję prądu elektrycznego energetyka jądrowa praktycznie od początku swojego istnienia skierowana była w stronę rozwoju dużych reaktorów energetycznych. Odzwierciedleniem tego trendu są obecnie najszerzej eksploatowane reaktory II i III generacji, natomiast małe konstrukcje reaktorowe wykorzystywane były głównie przez wojsko lub w celach badawczych. W obecnych czasach trend ten ulega stopniowej zmianie. Rynki coraz chętniej sięgają po nowe, potencjalnie bezpieczniejsze, a w szczególności modułowe rozwiązania, które będą wymagały prawdopodobnie niższych inwestycji kapitałowych, a zarazem pozwolą na stosunkowo łatwe zwiększenie skali przedsięwzięcia w przyszłości. Właśnie tym potrzebom wychodzą naprzeciw SMR-y. W ostatnich latach obserwuje się wzmożone zainteresowanie tą technologią, co przejawia się w mnogości projektów będących na różnych etapach realizacji. Począwszy od koncepcji, poprzez projekty demonstracyjne, a skończywszy na licencjonowaniu, rozpoczęciu budowy, a nawet włączeniu małych prototypowych jednostek do sieci, co osiągnięto w Chinach, projekty SMR przebijają się do ogólnoswiatowej gospodarki i świadomości inwestorów przemysłowych. Kilka projektów SMR jest w fazie zaawansowania pozwalającej spodziewać się ich ukończenia jeszcze w tej dekadzie, w czołówce są prace nad technologią SMR są USA i Kanada, w Chinach uruchomiono i poddano testom eksploatacyjnym pierwszy reaktor wysokotemperaturowy małej mocy, a zaawansowana jest budowa wodnociśnieniowego SMR, w Rosji oddano do eksploatacji pierwsze dwa małe energetyczne reaktory ciśnieniowe zainstalowane na jednostce pływającej, w budowie jest reaktor Brest. Również w Polsce zainteresowanie SMR-ami jest ogromne, czego dowodem są doniesienia dotyczące współpracy PKN Orlen z Synthos przy budowie w Polsce SMR w technologii BWRX-300, czy plany KGHM wdrożenia technologii NuScale. Należy również zwrócić uwagę na konieczność dekarbonizacji polskiej energetyki zawodowej, co w dużej mierze można osiągnąć, wykorzystując SMR-y. Wychodząc naprzeciw tym potrzebom oraz w ramach rozwijania kierunków strategicznych dla rozwoju Polski, został wdrożony pierwszy projekt badawczy dotyczący dekarbonizacji energetyki zawodowej – DESire. Faktem jest, że Polska energetyka potrzebuje dużych reaktorów energetycznych, które mogą i powinny być uzupełnione konstrukcjami

⁴ Klasyfikacja KLT40 jako SMR-a jest dyskusyjna. Np. RPV, SGs, stabilizator ciśnienia i pompy nie są zintegrowane w jednej obudowie.

SMR oraz OZE, adekwatnie do zapotrzebowania. Oczywisty wydaje się więc kierunek przyszłych prac w dziedzinie energetyki jądrowej. Istnieją opinie [89], iż wraz z rozwojem reaktorów IV generacji konstrukcje modułowe rozwijane będą na coraz szerszą skalę. Rozwój projektów SMR jest naturalną odpowiedzią na zapotrzebowanie światowych rynków i bardzo ważne jest, aby Polska również była w tym nurcie, jednak to czy odniosą sukces zależy od tego czy produkowana w nich energia będzie konkurencyjna.

Praca powstała w wyniku realizacji projektu pt.: „Plan dekarbonizacji krajowej energetyki zawodowej na drodze modernizacji z wykorzystaniem reaktorów jądrowych”, finansowanego przez Narodowe Centrum Badań i Rozwoju w ramach Programu „Społeczny i gospodarczy rozwój Polski w warunkach globalizujących się rynków” GOSPO-STRATEG (Umowa nr: Gospostrateg VI/0032/2021-00 z dn.15.03.2022 r.).

Literatura

1. “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments” – edition 2020, IAEA.
2. The NEA Small Modular Reactor Dashboard, NEA 2023, OECD Publishing, Paris.
3. <https://media.kghm.com/pl/informacje-prasowe/krok-blizej-do-atomu-w-kghm-projekt-nuscale-power-z-certyfikatem>
4. <https://world-nuclear-news.org/Articles/NuScale-marks-SMR-progress-in-USA,-Romania>
5. <https://www.ans.org/news/article-4697/contract-for-darlington-smr-project-signed/>
6. <https://www.orlen.pl/pl/zrownowazonny-rozwoj/projekty-transformacyjne/smr>
7. “Economics of Small Modular Reactors: will they make nuclear power more competitive?” NucAdvisor White Paper; 2021.
8. “Small Modular Reactors: Nuclear Energy Market Potential for Near-term Deployment” OECD NEA report 7213; 2016 004; August 2015.
9. “Small Modular Reactors / Challenges and Opportunities”, OECD NEA report 7560; 2021.
10. M. Dąbrowski. Licencjonowanie i wymagania bezpieczeństwa dla małych reaktorów modułowych, *Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna* 4/2022, 15-21
11. C. Pinel, H. Lopez, The rule of law: A fragile tool for the development of emerging nuclear technologies, *Nuclear Law Bulletin* No. 108/109, Vol. 1&2/2022, 27-40
12. K. S. Nick, The future of nuclear energy and the role of nuclear law, *Nuclear Law Bulletin* No. 108/109, Vol. 1&2/2022, 7-26
13. “Facilitating International Licensing of Small Modular Reactors” WNA report N°2015.
14. IEA, Global number of small modular reactor projects by status of development, 2022, IEA, Paris
<https://www.iea.org/data-and-statistics/charts/global-number-of-small-modular-reactor-projects-by-status-of-dev>, IEA.
15. World Nuclear News “US SMR consortium launched” 29 January 2016,
<https://www.world-nuclear-news.org/NN-US-SMR-consortium-launched-2901167.html>, dostęp: 25.11.2022.
16. Nuclear News “TVA, GEH advance SMR plans for Clinch River site” 8 August 2022,
<https://www.ans.org/news/article-4200/tva-geh-advance-smr-plans-for-clinch-river-site/>, dostęp: 25.11.2022.
17. Thorium Energy World “New Financing into Advanced Reactor Development” 19 January 2016,
<http://www.thoriumenergyworld.com/news/new-financing-into-advanced-reactor-development>, dostęp: 25.11.2022.
18. World Nuclear News “GAIN awards vouchers for nuclear development”, 14 June 2016,
<https://www.world-nuclear-news.org/NP-GAIN-awards-vouchers-for-nuclear-development-1406167.html>, dostęp: 25.11.2022.
19. Energy.gov “Secretary of Energy Rick Perry Announces \$60 Million for U.S. Industry Awards in Support of Advanced Nuclear Technology Development” 27 April 2018, <https://www.energy.gov/articles/secretary-energy-rick-perry-announces-60-million-us-industry-awa>, dostęp: 25.11.2022.
20. Republican News “Bipartisan Nuclear Energy Innovation Bill Heads to President’s Desk”, 13 September 2018,
<https://www.energy.senate.gov/2018/9/bipartisan-nuclear-energy-innovation-bill-heads-to-president-s-d>, dostęp: 25.11.2022.
21. Moe, Wayne L. Risk-Informed Performance-Based Technology. Inclusive Guidance for Advanced Reactor Licensing Basis Development (NEI 18-04). United States: N. p., 2019. Web. doi:10.2172/1557649.
22. Power, „Final DOE Advanced Reactor Demonstration Awards Announced”, 7 January 2021,
<https://www.powermag.com/final-doe-advanced-reactor-demonstration-awards-announced/>, dostęp: 25.11.2022.
23. World Nuclear News “Puerto Rico study and advanced reactors receive US funding”, 24 November 2021,
<https://world-nuclear-news.org/Articles/Puerto-Rico-study-and-advanced-reactors-receive-US>, dostęp: 25.11.2022.
24. Nuclear Newswire “Westinghouse unveils SMR version of AP1000”, 4 May 2023,
<https://www.ans.org/news/article-4972/westinghouse-unveils-smr-version-of-ap1000/>, dostęp: 04.07.2023.
25. MIT Technological Review “We were promised smaller nuclear reactors. Where are they?”, 8 February 2023,
<https://www.technologyreview.com/2023/02/08/1067992/smaller-nuclear-reactors/>, dostęp: 04.07.2023.
26. Nuclear Newswire “NRC to start review of NuScale updated SMR design”, 28 March 2023,
<https://www.ans.org/news/article-4865/nrc-to-start-review-of-nuscale-updated-smr-design/>, dostęp: 04.07.2023.

⁵ Projekt Desire – Plan dekarbonizacji krajowej energetyki zawodowej na drodze modernizacji z wykorzystaniem reaktorów jądrowych.

27. Nuclear Newswire “NuScale, Nucor mull pairing SMR plants with steel mills”, 22 May 2023, <https://www.ans.org/news/article-5033/nuscale-nucor-mull-pairing-smr-plants-with-steel-mills/>, dostęp: 04.07.2023.
28. Nuclear Newswire “Partnership formed to study X-energy’s SMR in commercial conditions”, 6 June 2023, <https://www.ans.org/news/article-5023/from-the-pages-of-inuclear-news-industry-update/>, dostęp: 06.07.2023.
29. Nuclear Newswire “Site for Dow, X-energy SMR project selected”, 15 May 2023, <https://www.ans.org/news/article-4991/site-for-dow-xenergy-smr-project-selected/>, dostęp: 06.07.2023.
30. Nuclear Newswire “Nebraska to examine potential SMR sites”, 18 January 2023, <https://www.ans.org/news/article-4652/nebraska-to-examine-potential-smr-sites/>, dostęp: 06.07.2023.
31. Nuclear Newswire “Virginia sites targeted as competitive for SMRs”, 30 May 2023, <https://www.ans.org/news/article-5049/virginia-sites-targeted-as-competitive-for-smrs/>, dostęp: 06.07.2023.
32. Nuclear Newswire “Study favors SMRs for use at future electric truck charging stations”, 23 January 2023, <https://www.ans.org/news/article-4667/study-favors-smrs-for-use-at-future-electric-truck-charging-stat/>, dostęp: 06.07.2023.
33. Pembroke Observer & News “CNL in Chalk River welcomes release of Small Modular Reactor Action Plan”, 23 December 2020, <https://www.pembrokeobserver.com/news/local-news/cnl-in-chalk-river-welcomes-release-of-small-modular-reactor-act/>, dostęp: 25.11.2022.
34. Canadian Small Modular Reactor Roadmap Steering Committee (2018) A Call to Action: A Canadian Roadmap for Small Modular Reactors. Ottawa.
35. World Nuclear News “Canadian government invests in SMR technology”, 16 October 2020, <https://world-nuclear-news.org/Articles/Canadian-government-invests-in-SMR-technology>, dostęp: 25.11.2022.
36. Neutron Bytes “Ontario Power Boosts Prospects for Three SMRs”, 11 October 2020, <https://neutronbytes.com/2020/10/11/ontario-power-boosts-prospects-for-three-smrs/>, dostęp: 25.11.2022.
37. World Nuclear News „Moltex partners in New Brunswick SMR project”, 16 July 2018, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Moltex-partners-in-New-Brunswick-SMR-project>, dostęp: 25.11.2022.
38. Huddle Roday “Ottawa Promises \$56-Million For SMR Development In New Brunswick”, 18 March 2021, <https://huddle.today/2021/03/18/ottawa-promises-56m-for-smr-development-in-new-brunswick/>, dostęp: 25.11.2022.
39. World Nuclear News “OPG chooses BWRX-300 SMR for Darlington new build”, 2 December 2021, <https://world-nuclear-news.org/Articles/OPG-chooses-BWRX-300-SMR-for-Darlington-new-build>, dostęp: 25.11.2022.
40. Nuclear Newswire “Contract for Darlington SMR project signed”, 27 January 2023, <https://www.ans.org/news/article-4697/contract-for-darlington-smr-project-signed/>, dostęp: 06.07.2023.
41. Nuclear Newswire “GE Hitachi SMR reaches prelicensing milestone in Canada”, 16 March 2023, <https://www.ans.org/news/article-4823/ge-hitachi-smr-reaches-prelicensing-milestone-in-canada/>, dostęp: 06.07.2023.
42. Nuclear Newswire “Canada’s first microreactor headed to a Chalk River labs parking lot”, 18 May 2023, <https://www.ans.org/news/article-5019/canadas-first-microreactor-headed-to-a-chalk-river-labs-parking-/>, dostęp: 06.07.2023.
43. UK Department of Energy & Climate Change “Small Modular Reactors”, 16 March 2016, https://assets.publishing.service.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/508616/SMR_Competition_Phase_1_Guidance.pdf, dostęp: 25.11.2022.
44. The Telegraph “UK plans small modular nuclear reactor ‘in 2020s’”, 25 November 2015, <https://www.telegraph.co.uk/finance/newsbysector/energy/12017695/UK-plans-small-modular-nuclear-reactor-in-2020s.html>, dostęp: 25.11.2022.
45. Reuters Events “UK government aims to kick start next-gen nuclear”, 21 July 2020, <https://www.reuters.com/news/uk-government-aims-kick-start-next-gen-nuclear>, dostęp: 25.11.2022.
46. Gov.uk “Advanced Modular Reactor (AMR) Feasibility and Development Project”, 5 September 2018, <https://www.gov.uk/government/publications/advanced-modular-reactor-amr-feasibility-and-development-project#full-publication-update-history>, dostęp: 25.11.2022.
47. BBC News “Rolls-Royce plans 16 mini-nuclear plants for UK”, 11 November 2020, <https://www.bbc.com/news/science-environment-54703204>, dostęp: 25.11.2022.
48. BBC News “Rolls-Royce gets funding to develop mini nuclear reactors”, 9 November 2021, <https://www.bbc.com/news/business-59212983>, dostęp: 25.11.2022.
49. World Nuclear News “Study identifies potential Rolls-Royce SMR sites”, 2 November 2022, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Study-identifies-potential-Rolls-Royce-SMR-sites>, dostęp: 25.11.2022.
50. Nuclear Newswire “First step in Rolls-Royce SMR design assessment completed”, ^ April 2023, <https://www.ans.org/news/article-4890/first-step-in-rollsroyce-smr-design-assessment-completed/>, dostęp: 06.07.2023.
51. World Nuclear News “CNNC launches demonstration SMR project”, 22 July 2019, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/CNNC-launches-demonstration-SMR-project>, dostęp: 25.11.2022.
52. World Nuclear News “China approves construction of demonstration SMR”, 7 June 2021, <https://world-nuclear-news.org/Articles/Construction-of-demonstration-Chinese-SMR-approved>, dostęp: 25.11.2022.
53. Reuters “China launches first commercial onshore small reactor project”, 13 July, 2021, <https://www.reuters.com/world/china/china-launches-first-commercial-onshore-small-reactor-project-20/>, dostęp: 25.11.2022.
54. World Nuclear News “Installation of containment starts at Chinese SMR”, 25 October 2021, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Installation-of-containment-starts-at-Chinese-SMR>, dostęp: 25.11.2022.
55. Romania-Insider.com “Romania, the US agree on location of first small-scale nuclear reactor”, 22 May 2022, <https://www.romania-insider.com/ro-us-location-small-scale-reactor-may-2022>, dostęp: 26.11.2022.
56. Montel Energetica.net “First Romanian small nuclear reactor to be built in Doicești”, 24 May 2022, <https://www.energetica.net/en/novice/articles/first-romanian-small-nuclear-reactor-to-be-built-in-doicesti-2>, dostęp: 26.11.2022.
57. Nuclear Newswire “\$275 Million for NuScale VOYGR deployment in Romania announced”, 24 May 2023, <https://www.ans.org/news/article-5039/275-million-for-nuscale-voygr-deployment-in-romania-announced/>, dostęp: 06.07.2023.
58. Nuclear Newswire “NuScale becomes latest member of Romanian nuclear group”, 25 May 2023, <https://www.ans.org/news/article-5043/nuscale-becomes-latest-member-of-romanian-nuclear-group/>, dostęp: 06.07.2023.
59. Nuclear Newswire “Six firms unite for SMR deployment in Central & Eastern Europe”, 16 June 2023, <https://www.ans.org/news/article-5093/six-firms-unite-for-smr-deployment-in-central-eastern-europe/>, dostęp: 06.07.2023.
60. Nuclear Newswire “First international NuScale E2 Center opens”, 17 May 2023, <https://www.ans.org/news/article-4998/first-international-nuscale-e2-center-opens/>, dostęp: 06.07.2023.
61. CIRE.PL Czeska elektrownia jądrowa Temelin z planami postawienia SMR”, 6 kwietnia 2022, <https://www.cire.pl/artykuly/serwis-informacyjny-cire-24/czeska-elektrownia-jadrowa-temelin-z-planami-postawienia-smr>, dostęp: 26.11.2022.

62. BiznesAlert „Czechy chcą zbudować mały atom do 2032 roku”, 22 września 2022, <https://biznesalert.pl/czechy-atom-energia-reaktor-smr-do-2032-roku/>, dostęp: 26.11.2022.
63. Smglab „Macron zapowiada inwestycje w małe reaktory SMR. Mają powstać do 2030”, 16 października 2021, <https://smoglab.pl/macron-reaktory-smr-do-2030/>, dostęp: 26.11.2022.
64. Creamer Media's Engineering News „French SMR design to trial joint European regulatory review”, 7 June 2022, https://www.engineeringnews.co.za/article/french-smr-design-to-trial-joint-european-regulatory-review-2022/rep_id:4136, dostęp: 26.11.2022.
65. New Civil Engineer “Rolls-Royce SMR to deploy mini nuclear power stations in the Netherlands”, 30 August 2022, <https://www.newcivilengineer.com/latest/rolls-royce-smr-to-deploy-mini-nuclear-power-stations-in-the-net/>, dostęp: 26.11.2022
66. World Nuclear News “Constellation to help Dutch Rolls-Royce SMR deployment”, 15 September 2022, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Constellation-to-help-Dutch-Rolls-Royce-SMR-deploy>, dostęp: 26.11.2022.
67. World Nuclear News “Joint venture formed to spur SMR deployment in Sweden”, 15 February 2021, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Joint-venture-formed-to-spur-SMR-deployment-in-Swe>, dostęp: 26.11.2022.
68. World Nuclear News “Kärnfull teams up with GEH for SMR deployment”, 14 March 2022, <https://world-nuclear-news.org/Articles/Karnfull-teams-up-with-GEH-for-SMR-deployment>, dostęp: 26.11.2022.
69. BiznesAlert “Estonia zaprasza producentów SMR do składania ofert”, 15 września 2022, <https://biznesalert.pl/estonia-zaprasza-producentow-smr-do-skladania-ofert/>,dostęp: 26.11.2022.
70. Nuclear Newswire „Fermi Energia picks BWRX-300 SMR for Estonia”, 9 February 2023, <https://www.ans.org/news/article-4722/fermi-energia-picks-bwr300-smr-for-estonia/>, dostęp: 06.07.2023.
71. World Nuclear News „Fortum and Helen to explore cooperation on SMRs”, 25 November 2022, <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Helen-and-Fortum-to-explore-cooperation-on-SMRs>, dostęp: 26.11.2022.
72. Nuclear Newswire “Fortum, Outokumpu to investigate clean steel production with nuclear”, 31 March 2023, <https://www.ans.org/news/article-4878/fortum-outokumpu-to-investigate-clean-steel-production-with-nucl/>, dostęp: 06.07.2023.
73. Nuclear Newswire “Steady Energy raises 2 million for district-heating SMR”, 28 June 2023, <https://www.ans.org/news/article-5135/steady-energy-raises-2-million-for-districtheating-smr/>, dostęp: 06.07.2023.
74. „Status report 74 – Indian 220 MWe PHWR (IPHWR-220)” International Atomic Energy Agency, 4 April 2011.
75. World Nuclear News “USA, Japan partner with Ghana on SMR deployment”, 28 October 2022, <https://world-nuclear-news.org/Articles/USA,-Japan-partner-with-Ghana-on-SMR-deployment>, dostęp: 26.11.2022.
76. CIRE.PL “KGHM chce w tym roku wybrać podstawowe lokalizacje SMR”, 21 kwietnia 2022, <https://www.cire.pl/artykuly/serwis-informacyjny-cire-24/kgmh-chce-w-tym-roku-wybrac-podstawowe-lokalizacje-smr->, dostęp: 26.11.2022.
77. FORSAL.PL „Pierwsze SMR-y od PKN Orlen będą oddane do użytku do końca bieżącej dekady”, 5 sierpnia 2022, <https://forsal.pl/biznes/energetyka/artykuly/8510876,pierwsze-smr-y-od-pkn-orken-do-konca-biezacej-dekady.html>, dostęp: 25.11.2022.
78. nuclear.pl „KGHM Z PIERWSZYM WNIOSKIEM SMR O WYDANIE OPINII PREZESA PAA”, 9 lipca 2022, <https://nuclear.pl/wiadomosci,news,22070902,0,0.html>, dostęp: 26.11.2022.
79. Nuclear Newswire „EDF, Respect Energy to collaborate on nuclear projects in Poland”, 20 January 2023, <https://www.ans.org/news/article-4663/edf-respect-energy-to-collaborate-on-nuclear-projects-in-poland/>, dostęp: 07.07.2023.
80. Nuclear Newswire “Canada, Poland to collaborate on SMR technologies”, 21 February 2023, <https://www.ans.org/news/article-4763/canada-poland-to-collaborate-on-smr-technologies/>, dostęp: 07.07.2023.
81. Nuclear Newswire “OPG to collaborate further with Polish firm on SMR deployment in Europe”, 7 June 2023, <https://www.ans.org/news/article-5073/opg-to-collaborate-further-with-polish-firm-on-smr-deployment-in/>, dostęp: 07.07.2023.
82. projektdesire.pl/ (dostęp 13.07.2023).
83. Nuclear Newswire “KAERI, Alberta to consider SMRs for province”, 21 April 2023, <https://www.ans.org/news/article-4945/kaeri-alberta-to-consider-smrs-for-province/>, dostęp: 07.07.2023.
84. Nuclear Newswire “Holtec deepens relationship with South Korea for SMR deployment”, 4 May 2023, <https://www.ans.org/news/article-4971/holtec-deepens-relationship-with-south-korea-for-smr-deployment/>, dostęp: 07.07.2023.
85. Nuclear Newswire “Holtec inks agreement for up to 20 SMRs in Ukraine” 25 April 2023, <https://www.ans.org/news/article-4951/holtec-inks-agreement-for-up-to-20-smrs-in-ukraine/>, 07.07.2023.
86. Nuclear Newswire “U.S., Indonesia partner on SMRs”, 28 March 2023, <https://www.ans.org/news/article-4866/us-indonesia-partner-on-smrs/>, dostęp: 07.07.2023.
87. Nuclear Newswire “TVO to help Norway with nuclear ambitions”, 6 July 2023, <https://www.ans.org/news/article-5153/tvo-to-help-norway-with-nuclear-ambitions/>, dostęp: 07.07.2023.
88. Nuclear Newswire “Consortium for CMSR-based floating nuclear plants debuts”, 27 April 2023, <https://www.ans.org/news/article-4955/consortium-for-cmsr-based-floating-nuclear-plants-debuts/>, dostęp: 07.07.2023.
89. Esam M.A. Hussein, Emerging small modular nuclear power reactors: A critical review, Physics Open, Volume 5, 2020,100038, <https://doi.org/10.1016/j.physo.2020.100038>.
86. World Nuclear News “China’s demonstration HTR-PM reaches full power”, 09 December 2022, <https://world-nuclear-news.org/Articles/China-s-demonstration-HTR-PM-reaches-full-power>, dostęp: 11.07.2023.

Propozycje zmian w wymaganiach bezpieczeństwa MAEA dotyczące małych reaktorów modułowych (SMR)

Proposals of changes in IAEA safety requirements for small modular reactors (SMR)

Andrzej Strupczewski
Narodowe Centrum Badań Jądrowych

Streszczenie: Wobec dużego zainteresowania reaktorami modułowymi małej i średniej mocy SMR o innowacyjnych cechach bezpieczeństwa, pożądanym jest przeanalizowanie wymagań bezpieczeństwa stawianych elektrowniom jądrowym z reaktorami wielkiej mocy w normach bezpieczeństwa MAEA (*IAEA Safety Standards*), by stwierdzić, które z tych wymagań można zmienić lub wykreślić w odniesieniu do reaktorów SMR. W niniejszym artykule omówiono cechy bezpieczeństwa charakteryzujące reaktory SMR z chłodzeniem wodnym i reaktory SMR z chłodzeniem gazowym. W reaktorach SMR z chłodzeniem wodnym zwiększone bezpieczeństwo osiąga się dzięki mniejszej mocy reaktora, zastosowaniu pasywnych cech bezpieczeństwa, a także dzięki zintegrowanemu rozwiązaniu rdzenia z obiegiem pierwotnym, co pozwala skrócić długość rurociągów i wyeliminować zagrożenia związane w możliwymi awariami w obiegu pierwotnym. W przypadku reaktorów SMR z chłodzeniem gazowym dodatkowo występują zmiany wymagań wynikające z użycia paliwa TRISO, zatrzymującego produkty rozszczepienia i odpornego na wysokie temperatury do 1600°C.

Dzięki swej zdolności niemal kompletnego zatrzymywania produktów rozszczepienia paliwo TRISO pełni funkcję mikroobudowy i znakomicie redukuje szereg wymagań stawianych w reaktorach dużej mocy wobec obudowy bezpieczeństwa. Dalszą ważną cechą reaktorów SMR z chłodzeniem gazowym jest duży ujemny współczynnik temperaturowy, dzięki czemu reaktor SMR może wyłączać się samoczynnie przy dużym wzroście mocy. Są to ważne cechy bezpieczeństwa, które mogą okazać się w przyszłości istotne dla sumarycznej oceny bezpieczeństwa reaktorów SMR, redukując wymagania stawiane tym reaktorom, jak np. zdecydowane zmniejszenie wymagań wobec obudowy bezpieczeństwa lub uznanie stopienia rdzenia za wydarzenie wykluczone przez własne charakterystyki reaktora. Obecnie brak jeszcze doświadczenia z eksploatacji tych reaktorów, więc przedstawione poniżej rozważania oparte są na analizach projektowych, a nie na doświadczeniu z wielu lat pracy, jakimi dysponujemy w odniesieniu do reaktorów dużej mocy. Ważną częścią wymagań bezpieczeństwa, którą trzeba uwzględnić w przypadku SMR-ów zarówno z chłodzeniem wodnym, jak z chłodzeniem gazowym, jest wzajemne oddziaływanie modułów reaktorowych na siebie, a także możliwe interakcje współpracujących z tymi reaktorami instalacji przemysłowych. W sumie przegląd połączonych zmian wykazuje, że reaktory SMR mogą być bezpieczniejsze niż reaktory dużej mocy, chociaż reaktory generacji III/III+ mają już wiele cech, o które starają się konstruktorzy SMR-ów. Dostosowanie wymagań bezpieczeństwa do wbudowanych cech bezpieczeństwa reaktorów SMR zapewni ułatwienie ich budowy i obniżenie kosztów.

Słowa kluczowe: Reaktor SMR, SMR z chłodzeniem wodnym, SMR z chłodzeniem gazowym, paliwo TRISO, równoważna obudowa bezpieczeństwa, mikroobudowa bezpieczeństwa, ujemny współczynnik reaktywności.

Abstract: *In view of high interest in small modular reactors SMR with innovative safety features it is desirable to review safety requirements set for nuclear power plants with large power reactors in IAEA Safety Standards to see, which of these requirements could be changed or crossed out regarding SMRs. This paper discusses safety features characteristic for SMRs with water cooling and SMRs with gas cooling. In water cooled SMRs an increased safety is reached owing to lower reactor power, and passive safety features, and in integrated PWRs thanks to inserting steam generator and pressurizer inside the reactor pressure vessel, which makes it possible to shorten primary system piping and eliminate hazards due to possible primary system breaks. In the case of gas cooled SMRs there are*

additional changes due to using TRISO fuel, which retains fission products and can withstand temperatures up to 1600°C. Owing to its ability of nearly complete retention of fission products, TRISO fuel is regarded as micro containment and allows to remove many requirements imposed on containments in large power reactors. Further important advantage of gas cooled SMRs is large negative temperature reactivity coefficient, which assures inherent reactor shutdown at large power increase. These are important safety features, which in future may turn out to be essential for complex safety evaluation of SMRs. It may result in reduction of requirements imposed on these reactors, such as decisive reduction of requirements for containment, or excluding core meltdown from consideration thanks to inherent characteristics of SMRs. Presently there is no experience from operation of these reactors, so the proposals below are based on design studies, not on experience of many years of operation which is used in the case of large power reactors. An important issue, which must be considered for SMRs with water cooling as well as with gas cooling is mutual interaction of reactor modules, and also possible interactions of industrial installations related to SMRs. In summary, the review of desired changes shows that SMRs can be safer than the large power reactors, although gen III/III+ reactors have already many features, for which we strive in SMRs. Adopting safety requirements to intrinsic SMR safety features will result in simplification of their designs and costs reduction.

Key words: SMR reactor, SMR with water cooling, SMR with gas cooling, TRISO fuel, equivalent containment, micro containment, negative reactivity coefficient.

Większość projektów reaktorów modułowych małej i średniej mocy (SMR) powstała na bazie projektów reaktorów energetycznych dużej mocy [1] i większość wymagań stosowanych do tych dużych reaktorów dotyczy również reaktorów SMR. W tym artykule będziemy mówili tylko o tych sytuacjach i o tych wymaganiach, które zmieniają się względem rozwiązań stosowanych w reaktorach małej i średniej mocy typu SMR [2], albo w reaktorach z moderatorem i chłodzeniem wodnym (*LW SMR – Light Water SMR* co obejmuje konstrukcje reaktorów wodnych ciśnieniowych-PWR jak i wrzących BWR), albo reaktorach z chłodzeniem gazowym (*HTG SMR – High Temperature Gas-cooled SMR*). Do istotnych cech reaktorów SMR należą:

1. Projekty modułowe. Reaktory SMR są zwykle o mocy poniżej 300 MW i często w przypadku elektrowni jądrowych zestawia się kilka modułów SMR, które współpracują i dają razem moc rzędu kilkuset megawatów.
2. Stosowanie pasywnych cech bezpieczeństwa. Jest to bardzo istotne i stosowane znacznie częściej niż w dużych reaktorach. Dzięki tym pasywnym cechom bezpieczeństwa reaktory SMR z chłodzeniem wodnym lub gazowym często nie potrzebują zewnętrznej energii ani zewnętrznych sił napędowych do uruchamiania układów bezpieczeństwa i polegają na zjawiskach naturalnych, takich jak siła ciężkości i siła wyporu różnych cieczy, a przy przekazywaniu ciepła – przewodnictwo, konwekcja i promieniowanie.
3. Stosunkowo mały rozmiar rdzenia i mała moc są dalszymi cennymi cechami, które umożliwiają wprowadzanie systemów pasywnych, takich właśnie jak chłodzenie za pomocą konwekcji naturalnej lub wtrysk wody napędzany siłą ciężkości.

Wpływa to korzystnie na bezpieczeństwo – zwiększając dostępność i niezawodność wykonywania funkcji bezpieczeństwa. Cechy te zwiększają tak zwany okres łaski (*grace time*), czyli czas, który jest do dyspozycji operatora, zanim podejmie akcję. Cechy te opóźniają rozwój awarii, a także upraszczają eksploatację danego reaktora SMR. Jednakże te korzystne cechy trzeba odpowiednio udokumentować.

Wspólne wymagania w tym zakresie obejmują następujące elementy: zastosowanie takich zasad projektowania, jak redundancja, czyli wzajemne rezerwowanie systemów i urządzeń, różnorodność i kryterium pojedynczego uszkodzenia, to znaczy odporność na pojedyncze uszkodzenie, a następnie ocenę niezawodności.

Problemem może być to, że siły napędowe, które zapewniają bezpieczeństwo, są stosunkowo małe, co powoduje większą złożoność zjawisk i większą niepewność w ich ocenie. W badaniach eksperymentalnych i analizach stosowane są bardzo zaawansowane metody i podejmowane wysiłki, żeby zapewnić, że w całym zakresie eksploatacji te parametry, które zamierzano osiągnąć, będą działały. Należy też ocenić, czy potrzeba stosować systemy aktywne dla zainicjowania działania układów bezpieczeństwa lub wykrywania różnych zjawisk.

Ważną cechą, którą mają reaktory SMR, jest niska moc i stosunkowo małe zasoby produktów rozszczepienia, a więc małe radiacyjne człony źródłowe. Zwykle moc ograniczona jest do 300 MW na moduł [1]. Wprowadzenie mniejszej mocy zwiększa zdolność reaktora do tego, żeby opierał się na pasywnych cechach bezpieczeństwa, a potencjalny radiacyjny człon źródłowy, który mógłby być powodem zagrożenia w warunkach awaryjnych, był także wyraźnie zredukowany.

Istotną cechą, która wymaga rozważenia, jest sprzężenie reaktora SMR z układami wykorzystującymi ciepło. Zwykle reaktory SMR są tak zaprojektowane, żeby pozwoliły na elastyczne łączenie z układami wykorzystania ciepła zamiast albo w dodatku do wytwarzania energii elektrycznej, w większym zakresie niż w przypadku tradycyjnych dużych elektrowni jądrowych. Układ wykorzystania ciepła może być położony poza samą działką elektrowni jądrowej i w takim przypadku trzeba podejmować ocenę zagrożeń i stanów przejściowych, które mogą być spowodowane przez układ wykorzystania ciepła i będą wpływały na pracę reaktora. Dlatego sformułowanie wymagań odnośnie do współpracy reaktora z układami sprzężonymi jest szczególnie ważne.

Cechy charakterystyczne z punktu widzenia bezpieczeństwa w projektach reaktorów SMR z chłodzeniem wodnym

Udoskonalone i innowacyjne cechy tych reaktorów mogą być następujące:

1. Układ zintegrowany, co zapewnia lżejsze i bardziej zwarte reaktory, bo umieszczenie wytwornicy pary i stabilizatora ciśnienia w zbiorniku reaktora pozwala na znaczne zmniejszenie rozmiarów jądrowego układu wytwarzania pary.
2. W niektórych zintegrowanych reaktorach PWR, będziemy je w skrócie oznaczali iPWR, wprowadzono naturalną konwekcję w celu usuwania ciepła z rdzenia przez układ pierwotnego chłodzenia. W ten sposób można wyeliminować potrzebę pomp w pierwotnym obiegu chłodzenia, a w związku z tym usuwać zagrożenie utratą przepływu spowodowaną przez awarię pomp. Konwencja naturalna zmniejsza także złożoność mechaniczną reaktora.
3. W innych reaktorach iPWR wprowadzono konwekcję wymuszoną przez zastosowanie pomp poziomych lub pionowych, ustawionych na zewnętrznej powierzchni zbiornika reaktora i połączonych z nim poprzez dysze.

We wszystkich rozwiązaniach iPWR stosuje się wytwornice pary umieszczone wewnątrz zbiornika reaktora, co umożliwi takie rozwiązania, jak wytwornice pary zwojowe jedno przepływowe dające dużo większą powierzchnię wymiany ciepła. W wielu przypadkach również wszystkie elementy obiegu pierwotnego są zainstalowane wewnątrz zbiornika reaktora.

Bardzo ważną cechą tych reaktorów jest ich zwiększone bezpieczeństwo, ponieważ integralny projekt jądrowego układu wytwarzania pary eliminuje zewnętrzne pętle i ich rurociągi, co z kolei eliminuje niebezpieczeństwo dużych pęknięć obiegu pierwotnego LOCA. W dodatku małe pęknięcia obiegu pierwotnego mogą niezbyt silnie zagrażać bezpieczeństwu reaktora. Pasywne inżynierskie cechy bezpieczeństwa mogą zmniejszyć potrzebę zewnętrznego zasilania elektrycznego w warunkach awaryjnych. Częstość awarii reaktora z powodu wewnętrznych wydarzeń jest typowo utrzymana w granicach 10^{-6} do 10^{-8} na rok [3]. Jednakże musi to być potwierdzone przez dalsze szczegółowe analizy probabilistyczne bezpieczeństwa, wykonywane w miarę rozwoju projektów SMR.

Zmniejszenie ogólnej mocy reaktora zapewnia mniejszy człon uwolnień radiologicznych. Dzięki mniejszemu zapasowi paliwa w rdzeniu i niższej gęstości mocy w rdzeniu jest stosunkowo większa ilość chłodziwa w porównaniu do reaktorów dużej mocy. Może to spowalniać rozwój stanów przejściowych i awaryjnych.

Ogólnie w reaktorach SMR wypalenie paliwa jest niskie.

Zastosowanie wewnętrznych wbudowanych i pasywnych cech bezpieczeństwa jest postulowane dla projektowanych

obecnie, ale jeszcze nie wdrożonych reaktorów SMR. Trzeba jednak pamiętać, że chociaż wprowadzanie rozwiązań pasywnych do SMR-ów jest obiecujące, to istnieją już obecnie duże reaktory generacji III+ w pełni realizujące zasady bezpieczeństwa pasywnego. Zastosowanie jądrowego układu wytwarzania pary z wytwornicami pary zintegrowanymi w jednej obudowie z rdzeniem pozwala na odpowiednie zwiększenie różnic poziomów zapewniających konwekcję naturalną. Pasywne systemy bezpieczeństwa zmniejszają poleganie na uruchamianiu różnych układów bezpieczeństwa i na działaniach ludzi, a także zmniejszają potrzebę dostarczania mocy zasilającej. Dzięki temu mamy potencjał do zmniejszenia ryzyka awarii całego reaktora. Taka integracja całego systemu pierwotnego chłodzenia stanowi podejście stosowane w celu umożliwienia rozwoju układów modułowych i jest możliwa, kiedy moc reaktora jest niższa niż 1000 MW cieplnych. Z punktu widzenia bezpieczeństwa taka koncepcja pozwala wyeliminować zagrożenie utratą chłodziwa w wypadku małych i średnich pęknięć obiegu pierwotnego, takich jak pęknięcia zimnej albo gorącej gałęzi obiegu, pęknięcia linii podłączenia stabilizatora ciśnienia oraz linii ssania pomp obiegu pierwotnego. Są to sekwencje, których nie musimy postulować jako początkowych wydarzeń w reaktorach iPWR [3].

Zastosowanie rozwiązań wielomodułowych wymaga oceny potencjalnych interakcji poszczególnych modułów reaktorowych, oceny potencjalnych awarii i skuteczności działania z uwagi na wspólne wykorzystanie układów bezpieczeństwa i cech bezpieczeństwa. W przypadku ostatecznego ujęcia ciepła o ograniczonej pojemności, połączone ostateczne ujęcia ciepła w sąsiednich modułach oferują łącznie lepsze możliwości chłodzenia w stosunku do indywidualnych ostatecznych ujęć ciepła dla każdego modułu osobno.

Wpływ modułowości na budowę i na likwidację elektrowni po zakończeniu okresu jej eksploatacji jest także istotny. Można budować reaktor z części wyprodukowanych w fabryce, które są tylko montowane na miejscu pracy reaktora. Umożliwia to lepszą kontrolę jakości oraz seryjną produkcję dzięki temu, że produkujemy i badamy łącznie całe systemy skompletowane w fabryce. Dalszym ułatwieniem jest możliwość transportu całych podzespołów, a nawet całych modułów reaktorowych bez paliwa. Można je transportować w celu początkowego zbudowania w miejscu pracy, a także w celu zdalnej konserwacji lub wyłączenia. Istnieją także potencjalne możliwości zoptymalizowania likwidacji elektrowni poprzez proces likwidacji poszczególnych elementów po usunięciu paliwa.

Do tej pory nie znaleziono istotnych dużych różnic w zakresie manipulacji paliwem podczas wymiany paliwa lub w gospodarce paliwem wypalonym w porównaniu do reaktorów dużej mocy.

Charakterystyczne cechy reaktorów SMR z chłodzeniem gazowym

Cechami odróżniającymi HTG SMR od reaktorów z chłodzeniem wodnym jest zastosowanie helu jako chłodziwa, wprowadzenie grafitu jako materiału spowalniającego neutrony i zastosowanie paliwa TRISO. Zatem jest to konstrukcja (HTG SMR) radykalnie różniąca się od szeroko skomercjalizowanych reaktorów energetycznych generacji II i III/III+ bazujących przede wszystkim na technologiach PWR i BWR. Wchodzimy tak naprawdę w obszar konstrukcji doświadczalnych SMR, do skomercjalizowania których jest w dalszym ciągu bardzo daleko, na pewno dalej niż opisanych wcześniej LW SMR. Same cząsteczki paliwowe TRISO mają łączną średnicę w zakresie 500 do 1000 mikrometrów. Każda cząsteczka obejmuje sferyczny rdzeń paliwowy z materiału rozszczepialnego albo paliworodnego, zwykle w postaci tlenku uranu lub plutonu albo mieszaniny tlenków tych pierwiastków o wzbogaceniu części rozszczepialnej w granicach od 8 do 20% uranu 235. Rdzenie paliwowe są pokryte warstwami węgla pirolitycznego, to jest PyC, o niskiej gęstości, dalej warstwą PyC o wysokiej gęstości, dalej warstwami węgla krzemu SiC i zewnętrzną warstwą PyC o wysokiej gęstości. Cząsteczki paliwowe TRISO są zaprojektowane tak, aby minimalizować szybkość wychodzenia produktów rozszczepienia w czasie stanów eksploatacyjnych i awaryjnych tak długo, jak długo maksymalna temperatura paliwa jest utrzymywana poniżej wartości dopuszczalnych, zwykle w granicach około 1600°C. Cząstki paliwowe TRISO są włączone w bloki pryzmatyczne w rdzeniu blokowym albo w elementy paliwowe mające formę sferyczną w rdzeniu ze złożem usypanym [4].

Te kompakty paliwowe stanowią główny element bezpieczeństwa reaktorów HTG SMR. W reaktorach energetycznych dużej mocy obudowa bezpieczeństwa uważana jest za ostateczną i najbardziej znaczącą barierę powstrzymującą uwolnienia produktów radioaktywnych, szczególnie w pewnych postulowanych awariach, kiedy zakładamy, że nastąpiło stopienie rdzenia i gdy integralność pozostałych barier może być utracona albo obniżona. Natomiast w wypadku reaktorów HTG SMR, na przykład w pracującym w XX wieku reaktorze Fort St Vrain w USA, a obecnie w konstrukcjach japońskich, paliwo TRISO wprowadzane jest do sześciokątnych grafitowych bloków lub do prętów paliwowych, a te pręty paliwowe są następnie wprowadzane do sześciokątnych bloków grafitowych. W przypadku reaktorów HTG SMR ze złożem usypanym, np. reaktora AVR, który pracował w Niemczech, element paliwowy to kulka o średnicy około 60 mm. Część paliwowa tego elementu paliwowego ma średnicę rzędu 50 mm i zawiera cząsteczki TRISO pogrążone w matrycy grafitowej. Wbudowane charakterystyki bezpieczeństwa HTG SMR są głównie określone przez jakość paliwa TRISO, które powinno zawierać ogromną większość

produktów rozszczepienia i utrzymywać je wewnątrz kuleczek paliwowych aż do bardzo wysokich temperatur i przez wystarczająco długi czas.

Elementy paliwowe z cząsteczkami TRISO wraz z cechami bezpieczeństwa rdzenia mają na celu zabezpieczenie przed nieoczekiwanymi uwolnieniami produktów radioaktywnych z paliwa. Mała gęstość mocy i zastosowanie pasywnych środków bezpieczeństwa sprawiają, że przepływ wymuszony chłodziwa nie jest konieczny do zapewnienia, iż maksymalne temperatury paliwa nie osiągną wartości niedopuszczalnych w żadnym wiarygodnym przypadku awarii łącznie z całkowitą utratą chłodzenia. Dzięki dużej pojemności cieplnej i stosunkowo małej mocy w rdzeniu reaktora ewolucja pewnych stanów przejściowych i oczekiwanych awarii powinna być bardzo wolna. Cechy te pozwalają także utrzymać maksymalne temperatury paliwa poniżej granic bezpieczeństwa nawet w warunkach awaryjnych, tak żeby skutecznie zatrzymać produkty rozszczepienia wewnątrz paliwa. Dlatego możliwość stopienia paliwa nie jest postulowana w tych reaktorach i konsekwentnie wczesne duże uwolnienia radioaktywności i duże późne uwolnienia radioaktywności uważane są za niewiarygodne [3].

System obudowy bezpieczeństwa. Funkcja obudowy w reaktorach HTG SMR jest nieco inna niż w reaktorach energetycznych LWR dużej mocy. Wśród barier, które zapewniają zatrzymywanie radionuklidów, a więc elementy paliwowe, matryca grafitowa, granica ciśnieniowa obiegu pierwotnego i obudowa, widzimy, że dominującym czynnikiem powstrzymującym wyjście produktów rozszczepienia, pierwszą i najbardziej niezawodną barierą jest warstwa węgla krzemu (SiC) cząsteczki paliwowej. Może być ona uważana za pewien rodzaj mikroobudowy bezpieczeństwa.

Dlatego znaczenie obudowy bezpieczeństwa w reaktorach HTG SMR nie jest aż tak ważne dla spełnienia funkcji zatrzymywania produktu rozszczepienia, jak w elektrowniach dużej mocy [4].

Możliwości awarii. Odnośnie do cech bezpieczeństwa, które powinny być włączone do projektu dla rozszerzonych warunków projektowych, istnieją znaczące różnice między reaktorami lekkowodnymi i wysokotemperaturowymi reaktorami SMR z chłodzeniem gazowym. W tym ostatnim przypadku podczas eksploatacji reaktora jedynym potencjalnym mechanizmem, który może spowodować awarię ze wspólnej przyczyny dla paliwa TRISO, jest awaria z przekroczeniem granicy bezpieczeństwa dotyczącej temperatury paliwa [5]. Analiza bezpieczeństwa reaktorów HTG SMR wykazały, że ten limit bezpieczeństwa nie będzie przekroczony w warunkach eksploatacyjnych i w postulowanych scenariuszach awaryjnych. Analizy pokazały także, że gdy ta granica bezpieczeństwa jest przekroczona, szybkość uwalniania produktów radioaktywnych z paliwa rośnie stopniowo ze stosunkowo dużym marginesem temperaturowym, nie osiągając gwałtownych zmian [6].

Awarie ze wspólnej przyczyny w paliwie TRISO mogą być spowodowane czynnikami innymi niż eksploatacja, takimi jak efekty przy produkcji paliwa lub zagrożenia zewnętrzne i wewnętrzne. Zagrożenia te mogą wynikać na przykład z przeniknięcia powietrza albo wody do obiegu pierwotnego. W związku z tym trzeba przewidzieć odpowiednie zabezpieczenia i wymagania w tym zakresie.

Istnieją przebiegi awarii, w których może wystąpić reakcja chemiczna pary wodnej lub tlenu z grafitem takie jak na przykład związane z przeniknięciem wody lub powietrza do wnętrza reaktora, co miałyby wpływ na uwolnienia radioaktywne. Jednakże stwierdzono w różnych analizach, że taki wpływ na integralność paliwa jest znacznie ograniczony, ponieważ zachodzące procesy są bardzo wolne, co zapewnia długie marginesy czasowe dozwolone do tego, żeby podjąć działania ograniczające skutki awarii. Wobec tego, że wielkość napływu powietrza lub wody jest ograniczona, integralność większości elementów paliwowych jest i będzie zachowana w różnych warunkach, co skutecznie potrafi ograniczyć uwolnienia produktów rozszczepienia [7, 8].

Środki wyłączenia reaktora. Ogólnie biorąc, w reaktorach HTG SMR istnieją dwie niezależne i różniące się między sobą metody wyłączenia reaktora. Każda z nich jest wystarczająca do tego, żeby wyłączyć reaktor w przypadku awarii. Niektóre reaktory HTG SMR stosują kombinację ujemnego współczynnika temperaturowego reaktywności i dużego marginesu dopuszczalnego wzrostu temperatury w warunkach awaryjnych, żeby w razie nagrzewania awaryjnego wprowadzić do reaktora dużą ujemną reaktywność, co prowadzi do automatycznego wyłączenia reaktora w związku z ujemnym współczynnikiem temperaturowym reaktywności. Ten współczynnik działa nawet wtedy, kiedy inne środki wyłączenia reaktora zawodzą.

Usuwanie ciepła powyłączeniowego. Gęstość mocy w reaktorze HTG SMR zazwyczaj jest wybierana w taki sposób, aby we wszystkich stanach eksploatacyjnych i awaryjnych usuwanie ciepła powyłączeniowego na drodze promieniowania, przewodzenia i naturalnej konwekcji do otoczenia było wystarczające zgodnie z obliczeniami projektowymi do tego, żeby utrzymać temperaturę paliwa w granicach przewidzianych projektem, co ogranicza uwolnienia produktów rozszczepienia. Współczynnik usuwania ciepła powyłączeniowego z reaktora HTG SMR zależy tylko od własności cieplnych materiałów stałych. W przypadkach takich jak utrata chłodziwa albo utrata przepływu nie potrzeba aktywnych środków chłodzenia ani dostarczania energii elektrycznej z zewnątrz do utrzymania odbioru ciepła.

Modułowość. Pojęcie reaktora modułowego odnosi się albo do wielu modułów, które można zastosować do spełnienia potrzeb energetycznych danego kraju, albo też można korzystać z nich do bardziej nowoczesnego rozwiązania stosowanego do produkcji w fabryce oraz do transportu drogowego zbiornika i innych elementów. Dla

osiągnięcia pożądanych wewnętrznych, wbudowanych charakterystyk bezpieczeństwa w reaktorze modułowym HTG SMR, moc i gęstość mocy tego reaktora są ograniczone [6, 7]. Ponadto w przypadku wyższych poziomów mocy zastosowanie helu jako chłodziwa doprowadziłoby do używania dużych zbiorników reaktorowych, których przewożenie mogłoby stanowić pewną trudność. Rozwiązania modułowe pozwalają uniknąć takich trudności. Przewożenie transportem drogowym modułów reaktorów HTGR było stosowane już w latach 80. poprzedniego stulecia.

Basen paliwa wypalonego. W reaktorach HTG SMR gęstość mocy paliwa jest niska i mamy duży ujemny współczynnik temperaturowy. Dzięki temu zapas do osiągnięcia granic projektowych jest duży i nie grozi przepalenie paliwa podczas eksploatacji, nawet w warunkach awaryjnych. Paliwo wypalone albo częściowo zużyte można przechowywać w pojemnikach albo w zbiornikach, które mogą być chłodzone powietrzem i osłaniane przez struktury betonowe. Według analiz reaktorów HTG SMR woda nie jest potrzebna ani do chłodzenia, ani do osłaniania przed promieniowaniem z paliwa wypalonego i w związku z tym nie potrzeba żadnego aktywnego systemu chłodzenia basenu wypalonego paliwa.

Stosowalność wymagań bezpieczeństwa w zakresie projektowania

Analiza wymagań bezpieczeństwa w fazie projektowania została przeprowadzona przez specjalistów zaproszonych przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej [10]. Analiza ta wykazała, że ogromna większość wymagań stosowanych obecnie dla dużych elektrowni pozostaje w mocy i bez zmian, natomiast zmiany pożądane są w 8 z istniejących wymagań bezpieczeństwa dla reaktorów SMR z chłodzeniem wodnym i dla 30 wymagań dla reaktorów SMR z chłodzeniem gazowym. Pozostałe wymagania bezpieczeństwa ustalone dla dużych reaktorów w dokumencie agencyjnym SSR 2/1 [2] są aktualne dla reaktorów SMR, łącznie ze sformułowaniem ogólnych zasad odnośnie do obrony w głąb i fundamentalnych zasad bezpieczeństwa. Oznacza to, że około 74 wymagań dla reaktorów wodnych i 52 dla reaktorów gazowych w pełni nadaje się do zastosowania bez potrzeby zmian ani specjalnej interpretacji. Biorąc pod uwagę podobieństwa między rozwiązaniami projektowymi reaktorów SMR z lekką wodą a rozwiązaniami dużych reaktorów energetycznych z chłodzeniem wodnym, które stosują te same rodzaje technologii reaktorowej, zmiany w wymaganiach lub ich interpretacji potrzebne dla LW SMR stanowią łącznie około mniej niż 10%. Natomiast w przypadku reaktorów SMR z chłodzeniem gazowym, biorąc pod uwagę istotne różnice, jakie występują między tymi reaktorami a reaktorami lekkowodnymi, w około 35%

wymagań bezpieczeństwa konieczna jest zmiana albo odpowiednia interpretacja dla HTG SMR [10].

W dalszym tekście ograniczymy się do omówienia tych punktów wymagań bezpieczeństwa określonych w dokumencie SSR 2/1 [2], które wymagają zmian lub dodatkowej interpretacji. Omówienia tego dokonamy najpierw dla reaktorów LW SMR, a następnie dla HTG SMR, zachowując kolejność zmian zgodną z punktami w dokumencie SSR 2/1, i podając numer punktu w tym dokumencie, którego dotyczy dana zmiana. Proponowane zmiany nie są wymaganiami MAEA, lecz poglądami zainteresowanych specjalistów, organizacji i dozorów jądrowych, zebranymi przez MAEA w dokumencie technicznym TECDOC 1936 [10].

Propozycje zmian wymagań dla reaktorów LW SMR

Dział 4. Podstawowe wymagania techniczne

W punkcie 4.19 dokumentu SSR 2/1 [2]¹ dotyczącym wymagań w zakresie budowy i eksploatacji należy dodać wymagania odnośnie do produkcji elementów. Jest to związane z tym, że w wielu przypadkach elektrownie jądrowe, w których skład wchodzi reaktory SMR, są zaprojektowane tak, aby zoptymalizować produkcję ich elementów poza miejscem budowy. Podnosi to wartość całego podejścia do wprowadzenia modularności. Wobec wprowadzenia produkcji fabrycznej istnieje konieczność włączenia produkcji jako jednego z istotnych elementów, które powinny być objęte wymaganiami bezpieczeństwa.

Dział 5. Ogólny projekt elektrowni

W punkcie 5.15 stwierdza się, że wszelkie wyposażenie, które jest potrzebne do działań stanowiących odpowiedź na sytuacje awaryjne albo do odzyskania normalnego stanu eksploatacji reaktora, powinno być umieszczone w odpowiednich miejscach do zapewnienia dostępności w warunkach środowiskowych, jakich możemy oczekiwać w stanach awaryjnych.

W przypadku elektrowni wielomodułowych w projekcie należy uwzględnić potencjalne możliwości oddziaływania jednego modułu na drugi i specyficzne zagrożenia, jakie mogą w ten sposób powstać dla jednego bądź dla wszystkich modułów elektrowni.

5.16. Wobec tego, że reaktory SMR mogą być i będą wykorzystywane do współpracy z odbiornikami zewnętrznymi, na przykład do ogrzewania pomieszczeń, do przetwarzania ciepła, odsalania wody morskiej itd., trzeba brać pod uwagę dodatkowe połączenia jako potencjalne źródła zagrożeń i odpowiednio uwzględniać te zagrożenia w projekcie reaktora.

Wymaganie 5.63 mówi, że każdy moduł z elektrowni wielomodułowej musi mieć swoje własne systemy bezpieczeństwa. Tutaj trzeba uwzględnić, że rozwiązania reaktorów SMR mogą zakładać wykorzystanie systemu bezpieczeństwa wspólne dla kilku modułów, szczególnie w przypadku urządzeń, które mają zabezpieczać reaktory na wypadek rozpatrywany zgodnie z wymaganiami rozszerzonych warunków projektowych i mogą mieć cechy bezpieczeństwa zaprojektowane tak, żeby powiększać bezpieczeństwo i okresy łaski dla operatora. Trzeba tutaj wyraźnie powiedzieć, że nie może być ujemnego wpływu na bezpieczeństwo przez to, że niektóre systemy bezpieczeństwa lub cechy bezpieczeństwa będą dzielone pomiędzy wieloma modułami.

Dział 6. Projektowanie specyficznych systemów elektrowni

Wymaganie 6.26 mówi o konieczności szybkiego i niezawodnego zamykania przejść do wnętrza obudowy bezpieczeństwa. W reaktorach SMR to wymaganie nie zawsze jest potrzebne, szczególnie wtedy, gdy zamiast obudowy bezpieczeństwa mamy system obudowy bezpieczeństwa, w którym zamiast szczelnej obudowy bezpieczeństwa istnieje tylko obudowa reaktora. Wobec tego, że wiele reaktorów SMR może nie potrzebować dostępu do wnętrza obudowy podczas pracy na mocy znamionowej lub w stanach awaryjnych, wymaganie to może być dla wielu reaktorów SMR nieistotne, bo nie będą one miały dużych drzwi ani dużych przepustów dla wyposażenia.

6.45. Według wymagań dla reaktorów dużej mocy każdy projekt elektrowni jądrowej mającej zapasowe agregaty prądotwórcze, napędzane silnikami wysokoprężnymi lub inne środki uruchamiania układu bezpieczeństwa, powinien zapewniać, że zdolność tych układów jest wystarczająco duża i że mają one wystarczające zapasy paliwa oraz inne cechy, aby mogły dostarczać potrzebną moc w sytuacjach awaryjnych.

Natomiast w przypadku reaktorów SMR zapewnienie niezbędnego zasilania elektrycznego ze źródeł zapasowych do zasilania układów schładzania wyłączanego reaktora i odbioru ciepła powyłączeniowego może nie być potrzebne, ponieważ mają one wewnętrzną zdolność schłodzenia reaktora nawet bez tych pomocniczych układów. Potrzebne będzie niezawodne zasilanie zapasowe, ale dopiero szczegółowe analizy bezpieczeństwa i doświadczenie eksploatacyjne pozwolą określić jego formę i wymagania niezawodności.

Układy chłodzenia w reaktorach SMR mogą być zaprojektowane z cechami bezpieczeństwa pasywnymi albo niezależnymi od energii i w związku z tym nie muszą polegać na dostarczaniu energii dla utrzymania bezpieczeństwa. Niemniej jednak w przypadku awarii musi być wystarczający zapas energii do kontroli w reaktorze nawet

¹ W dalszym tekście podane są tylko numery wymagań określonych w dokumencie [2] oraz propozycje zmian określonych w dokumencie [10], bez odwoływania się każdorazowo do tych dokumentów.

w sytuacji utraty energii spoza elektrowni jądrowej lub innych awarii, również dla tych elektrowni, które stosują pasywne cechy bezpieczeństwa.

Zgodnie z wymaganiem 6.49 projekt powinien zapewnić utrzymanie jak najmniejszego rozchodzenia się skażeń radioaktywnych z obszarów o wysokim skażeniu do obszarów o niskim skażeniu. Wymaganie to można spełnić na przykład przez utrzymywanie obszarów o wyższym skażeniu pod ciśnieniem niższym w stosunku do reszty elektrowni. Wymaganie to jest oczywiście stosowane w istniejących elektrowniach jądrowych, ale w reaktorach SMR można zalecić inne schematy i inne mechanizmy osiągnięcia tego samego celu. Według pierwotnego sformułowania tego wymagania mówi się tylko o ujemnej różnicy ciśnień dla zmniejszenia rozchodzenia się skażeń. To jednak nie musi być słuszne dla reaktorów SMR, bo typowo mają one pasywne systemy bezpieczeństwa, oraz możliwość zastosowania innych środków do odizolowania obszarów o wysokim skażeniu od obszarów czystych w wypadku wystąpienia awarii.

Wymaganie 6.55 mówi o tym, że należy zapewnić bezpieczeństwo w przypadku transportu elementów ponad głowami ludzi znajdujących się na hali, co jest typowym wymaganiem dla jakiegokolwiek działalności przemysłowej. W przypadku SMR-ów takie sformułowanie może mieć niekorzystne efekty. Pewne rozwiązania SMR nie pozwalają na użycie wyposażenia, które przenosi ciężkie elementy za pomocą suwnic nad głowami osób pracujących na hali, ponieważ może być zbyt mało miejsca na ten sposób przewożenia. Wymaganie to, tak jak jest obecnie sformułowane, nie nadaje się do stosowania do takich projektów SMR. Wobec tego sugeruje się, by zmienić go tak, aby usunąć ograniczenie do wyposażenia przenoszącego ponad głową różne ciężary i uwzględnić w nim także przewóz za pomocą wózków widłowych, przenośników itd. Ta zmiana ma oczywiście bardzo mały wpływ na wyposażenie przenoszące ciężkie elementy w dużych elektrowniach jądrowych. Można byłoby więc zmienić ten tekst i stosować go zarówno do SMR-ów, jak i do dużych elektrowni.

Wymaganie 6.59 dotyczy systemów i urządzeń, które mają służyć do manipulacji z wypalonym paliwem jądrowym i odpadami promieniotwórczymi w elektrowni jądrowej. W przypadku SMR należy dodać, że są to urządzenia, które mogą być albo na miejscu lokalizacji elektrowni, albo mogą być poza miejscem lokalizacji. Tę możliwość należy uwzględnić, bo może być tak, że SMRy będą budowane w dużej liczbie w pewnych regionach geograficznych, a to umożliwi stworzenie rozwiązania dla całego zespołu reaktorów SMR, tak by możliwie skutecznie i bezpiecznie zajmować się odpadami promieniotwórczymi i procesem rozbiórki elektrowni. Może to mieć istotny wpływ na konstrukcję pojedynczego układu przechowywania odpadów radioaktywnych, który byłby zbudowany wyłącznie w tym celu. Takie rozwiązanie wspólne dla zespołu reaktorów SMR stwarzałoby lepsze możliwości zastosowania

zaawansowanych technologii przerobu paliwa, a także zaawansowanych technologii postępowania z odpadami radioaktywnymi, tak aby zmniejszyć ich wpływ na środowisko.

Dodatkowe wymagania wspólne dla reaktorów SMR z chłodzeniem wodnym i z chłodzeniem gazowym dotyczą problemu elektrowni z wieloma modułami. Nowe wymagania albo uzupełnienia istniejących wymagań są konieczne, żeby uwzględnić specjalne problemy bezpieczeństwa związane z zastosowaniem wielu modułów reaktorowych wewnątrz jednej elektrowni.

Należą do nich następujące problemy:

1 Wewnętrzne połączenia między modułami reaktorowymi do celów takich, jak eksploatacja i opanowanie awarii. Bloki wielomodułowe mogą zawierać wewnętrzne połączenia między modułami reaktorowymi. W takim przypadku potrzebne są specjalne środki do zapewnienia, że takie wewnętrzne połączenia nie będą szkodliwe dla bezpieczeństwa każdego z modułów reaktorowych i całej elektrowni.

2 Systemy sterowania i zabezpieczeń elektrowni. Systemy sterowania i zabezpieczeń w każdym module elektrowni i we wszystkich modułach muszą zapewniać jasną logikę uruchamiania układu bezpieczeństwa tak, żeby w wypadku wystąpienia zdarzenia zapoczątkowującego awarię lub awarii w jednym module reaktorowym stan awaryjny nie rozszerzał się na inne moduły reaktorowe. Moduły reaktorowe nie mogą mieć ujemnego wpływu na siebie nawzajem w warunkach awaryjnych.

3 Problematyka ergonomiczna obejmuje aspekty związane z główną sterownią i ze sterownią rezerwową oraz z innymi układami reakcji na awarię i jej umiejscowienia. Utrzymaniem eksploatacji poszczególnych modułów, a potem potencjalnym zdalnym sterowaniem z głównej sterowni zajmuje się jeden operator prowadzący eksploatację szeregu modułów i więcej niż jednego modułu dostarczającego parę do tego samego turbozespołu.

4 Możliwość dodawania modułów reaktorowych w przyszłości. Zaleca się projektowanie elektrowni w taki sposób, aby możliwe było stopniowe, seryjne dodawanie poszczególnych modułów reaktorowych. Ta nowa praktyka oznacza, że musimy uwzględnić dodatkowe wymagania bezpieczeństwa. W niektórych projektach SMR wprowadzono możliwość zwiększenia mocy elektrowni w czasie jej eksploatacji poprzez instalowanie dodatkowych modułów lub podniesienie mocy znamionowej reaktora. Zmiany mocy mogą powodować dodanie nowego wyposażenia, które będzie na przykład zwiększało obciążenie w układzie grzania, wentylacji i klimatyzacji. Dlatego należy uwzględnić włączenie marginesów do zdolności projektowych różnych systemów wsparcia tak, żeby pozwolić na dodawanie wyposażenia w ciągu pracy reaktora w późniejszym okresie.

Wymagania bezpieczeństwa, ustalone w normie bezpieczeństwa MAEA SSR 2/1, są głównie stosowane do

elektrowni jądrowych budowanych na lądzie, które obejmują jeden duży reaktor jądrowy albo więcej reaktorów jądrowych, w dużej mierze niezależnych od siebie nawzajem. Wtedy kiedy te wzajemne zależności między reaktorami są niewielkie, liczba wewnętrznych połączeń jest bardzo ograniczona i zwykle mają one na celu danie sobie rady ze skomplikowanymi warunkami pracy elektrowni z punktu widzenia zapewnienia bezpieczeństwa. W przypadku projektów SMR jest więcej możliwości układu projektowego i opcji. W lądowych elektrowniach jądrowych SMR może być więcej niż jeden moduł reaktorowy. Takie kilka modułów mogą mieć na przykład wspólną sterownicę albo mogą być pomieszczone w jednym budynku reaktorowym. Te aspekty nie są objęte w wytycznych agencyjnych SSR 2/1 i wobec tego stwarzają nowe wyzwania, które trzeba uwzględnić przy tworzeniu wymagań bezpieczeństwa.

Wymagania bezpieczeństwa dla reaktorów SMR z chłodzeniem gazowym

W tym rozdziale rozpatrzmy ponownie kolejno wymagania sformułowane w [2] zgrupowane w tych samych działach technicznych, jakie były rozpatrywane powyżej dla reaktorów LW SMR. Liczba wymaganych zmian lub specjalnych interpretacji jest większa niż dla reaktorów LW SMR ze względu na rozwiązania techniczne wbudowane w reaktorach SMR z chłodzeniem gazowym HTG SMR zapewniające wyższe bezpieczeństwo niż w reaktorach LW SMR.

Dział 4. Podstawowe wymagania techniczne

4.13. Pierwsze wymaganie, które powinno być zmienione, dotyczy poziomów obrony w głąb. Wiadomo, że jeden poziom obrony w głąb musi być niezależny od drugiego, tak żeby uszkodzenie jednego poziomu nie wpływało na uszkodzenia następnych poziomów. W szczególności cechy bezpieczeństwa dla rozszerzonych warunków projektowych powinny być niezależne jak tylko to możliwe od projektowego systemu bezpieczeństwa. W tym wymaganiu usuwamy stwierdzenie, że dotyczy to przede wszystkim awarii, w których występuje stopień paliwa, a to dlatego, że stopień paliwa dla reaktorów HTG SMR jest nieprawdopodobne i można go nie rozpatrywać w naszych analizach bezpieczeństwa. Jednakże trzeba dodać, że póki nie mamy wystarczającego doświadczenia praktycznego, trzeba uwzględniać w fazie projektowania analizy takich sytuacji.

W przypadku reaktorów HTG SMR nie znaleziono jeszcze sekwencji awaryjnych, które mogą spowodować

warunki awaryjne związane z stopieniem paliwa chociaż sytuacje awaryjne, które mogłyby prowadzić do uszkodzeń elementów paliwowych na dużą skalę, i w związku z tym do uwolnienia substancji radioaktywnych na wielką skalę, nie są wykluczone. Musimy podejmować środki ostrożności, dopóki nie zdobędziemy wystarczającego doświadczenia praktycznego. Ponadto zaleca się, aby uwzględnić w analizach stworzenie obudowy (*containment*) podobnej do obudowy bezpieczeństwa stosowanej w EJ dużej mocy.

4.19. Wiele reaktorów SMR projektowanych jest tak, żeby można było wykonywać większość ich elementów w fabryce poza miejscem budowy. W takiej sytuacji występuje ta sama potrzeba zapewnienia bezpieczeństwa i wysokiej jakości, o jakiej mówiliśmy w przypadku reaktorów LW SMR.

W przypadku reaktorów SMR z chłodzeniem gazowym uważa się, że nawet w rozszerzonych warunkach projektowych stopień paliwa jest nieprawdopodobne i może nie być przyjmowane w analizach. Warunkiem oczywiście jest udowodnienie, że stopień paliwa jest rzeczywiście wykluczone przez wbudowane cechy bezpieczeństwa reaktora.

Dział 5. Ogólny projekt elektrowni

5.1. W omówieniu rozszerzonych warunków projektowych wykreślamy uwagę o możliwym stopieniu rdzenia, ponieważ jest to realnie niemożliwe, natomiast dopisujemy możliwe uszkodzenie rdzenia.

5.15. W przypadku elektrowni z wieloma modułami reaktorowymi, podobnie jak w przypadku poprzednio rozpatrywanych reaktorów SMR z chłodzeniem wodnym, trzeba udowodnić, że wykluczaliśmy potencjalnie możliwe zagrożenia związane z oddziaływaniem jednego modułu na pozostałe moduły.

Sprawa wzajemnego oddziaływania modułów reaktorowych w wypadku elektrowni z wieloma modułami musi być tak samo rozpatrywana, jak w przypadku elektrowni SMR z chłodzeniem wodnym. Trzeba więc uwzględnić możliwe zagrożenia przenoszące się od jednego modułu do drugiego, a także zapewnić, że mamy odpowiednie rozdzielanie przestrzenne lub barierami fizycznymi tak, żeby ewentualne awarie w jednym module nie oddziaływały na pozostałe moduły. Dotyczy to także przypadku użycia ciepła do celów przemysłowych. Trzeba uwzględniać, czy te cele przemysłowe, jak na przykład wykorzystanie ciepła do produkcji wodoru bądź do odsalania wody, nie spowodują dodatkowych zagrożeń dla reaktorów SMR.

W punkcie 5.27. stwierdza się, że wszystkie układy ważne dla bezpieczeństwa powinny być przystosowane do rozszerzonych warunków projektowych, rozumianych zgodnie z definicją podaną w *Rozp. RM z dn. 31.08.2012*².

² Rozszerzone warunki projektowe – zbiór sekwencji awarii poważniejszych niż awarie projektowe, przy których uwolnienia substancji promieniotwórczych mieszczą się w akceptowalnych granicach, uwzględniony w projekcie obiektu jądrowego z zastosowaniem analizy (metodologii) opartej na najlepszym oszacowaniu, obejmujący sekwencje złożone oraz ciężkie awarie bez uszkodzenia obudowy bezpieczeństwa reaktora, *Rozp. RM z dn. 31.08.2012 w sprawie zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa przeprowadzanych przed wystąpieniem z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego, oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego.*

Potrzeba zapewnienia, że przeprowadziliśmy analizę zachowania tych układów w warunkach awaryjnych, a także sprawdzenie, jakie będą konsekwencje tych warunków awaryjnych. Takie działania mogą spowodować konieczność wprowadzenia dodatkowych zabezpieczeń dla elektrowni bądź dla reaktora dla rozszerzonych warunków projektowych, albo rozszerzenia zdolności układu bezpieczeństwa, żeby zapobiegać albo ograniczać konsekwencje tych warunków. Ponadto konieczne jest utrzymanie funkcji powstrzymywania produktów rozszczepienia, a więc funkcji obudowy bezpieczeństwa. W przypadku reaktorów z chłodzeniem gazowym może to oznaczać, że cały kompleks barier musi spełniać odpowiednie wymagania bezpieczeństwa, podczas gdy w reaktorach LWR mieliśmy do czynienia z utrzymaniem integralności obudowy bezpieczeństwa. W oryginalnym stwierdzeniu była mowa o tym, że cechy bezpieczeństwa w reaktorze powinny być takie, aby pozwalały na opanowanie warunków awaryjnych, w których następuje znaczące uwolnienie produktów radioaktywnych do wnętrza obudowy łącznie z materiałem radioaktywnym, który wyniknie z możliwego stopienia rdzenia. Ten ostatni warunek nie jest wymagany dla reaktorów SMR, ponieważ stopienie rdzenia uważa się za wykluczone w tego typu reaktorach. Dlatego ważne jest tylko, żeby w całości moduł z reaktorem z chłodzeniem gazowym spełniał funkcję powstrzymywania produktów rozszczepienia, a niekoniecznie zachowywał integralność obudowy bezpieczeństwa.

W oryginalnych wymaganiach bezpieczeństwa dla reaktorów dużej mocy występuje stwierdzenie, że funkcja zatrzymywania produktów rozszczepienia i ewentualne cechy bezpieczeństwa powinny być utrzymane niezależnie od tego, czy wystąpią warunki maksymalnych obciążeń i scenariuszy, które mogą między innymi obejmować stopienie rdzenia reaktora. Te scenariusze nie są potrzebne dla elektrowni z reaktorami SMR z chłodzeniem gazowym, bo stopienie rdzenia jest w tych reaktorach praktycznie wykluczone. Techniczna podstawa tego stwierdzenia jest utworzona przez to, że w reaktorze HTG SMR jako element paliwowy występuje paliwo TRISO z cząsteczek powlekanych ceramicznie, grafit jako struktura rdzenia i hel jako chłodziwo. Jest w nim także odpowiednio zorganizowany układ rdzenia i niższa gęstość mocy, tak że możliwe jest usuwanie ciepła powyłączeniowego w sposób naturalny. Te cechy utrzymują maksymalną temperaturę paliwa poniżej granicy bezpieczeństwa we wszystkich wyobrażalnych sekwencjach awaryjnych, co skutecznie powstrzymuje produkty rozszczepienia od wyjścia z wnętrza paliwa. Dlatego wczesne i duże uwolnienia produktów radioaktywnych, są praktycznie wyeliminowane przez paliwo, które zatrzymuje skutecznie produkty rozszczepienia, a którego konstrukcja wyklucza możliwości znaczącego uszkodzenia paliwa łącznie ze stopieniem rdzenia. Biorąc pod uwagę, że nie ma w reaktorach SMR z chłodzeniem gazowym efektów „urwistej skały”, takich

jak znaczące uszkodzenia paliwa albo stopienie paliwa w zakresie rozszerzonych warunków projektowych, można przyjąć, że właściwe jest zdefiniowanie ponownie tych warunków dla HTG SMR. W reaktorach tych można przyjąć, że jest tylko jeden poziom zagrożenia, a nie dwa. W tradycyjnej elektrowni jądrowej podstawowe bariery powstrzymujące wyjście produktów rozszczepienia to pastylki paliwowe, koszulki paliwowe, granica ciśnieniowa obiegu pierwotnego i obudowa bezpieczeństwa. Wśród tych barier obudowa bezpieczeństwa uważana jest za ostatnią i najważniejszą barierę zatrzymującą produkty rozszczepienia, szczególnie w wypadku rozszerzonych warunków projektowych, kiedy zakłada się, że nastąpiło stopienie rdzenia. Natomiast w reaktorach HTG SMR paliwo działa jako główny element zatrzymujący produkty rozszczepienia. Warstwa SiC w cząsteczce paliwowej jest rozważana jako mikro-obudowa bezpieczeństwa, dlatego znaczenie obudowy bezpieczeństwa w HTG SMR jest dużo mniejsze niż znaczenie obudowy bezpieczeństwa w reaktorach LWR dużej mocy.

Zasady bezpieczeństwa w przypadku rozszerzonych warunków projektowych dotyczą wszystkich typów reaktorów, ale sformułowanie wymagania numer 5.30 powinno być zmodyfikowane tak, żeby usunąć odnośnik do stopienia rdzenia. Na to miejsce należy wprowadzić sformułowanie „znaczące uszkodzenie rdzenia” i rozpatrywać możliwość, że uwolnienia radioaktywności poza paliwem i wewnątrz budynku bezpieczeństwa mogą być znaczące. Są oczywiście także inne możliwości uwolnień radioaktywności, na przykład problemy przy produkcji paliwa, które potencjalnie mogą spowodować znaczące uszkodzenie rdzenia w warunkach awaryjnych. Ubiegający się o zezwolenie musi więc odpowiednio zademonstrować, że paliwo wytrzymuje warunki awaryjne i jakość jego wyprodukowania jest wystarczająca do zapewnienia, że odporność paliwa będzie zachowana. W dużych reaktorach LWR budynek obudowy bezpieczeństwa określany jest jako ostateczna bariera powstrzymująca wyjście produktów rozszczepienia. W wypadku dużych i wczesnych uwolnień radioaktywności w pewnych reaktorach HTG SMR cząstka paliwowa w paliwie TRISO jest zasadniczym elementem, który zapewnia ostateczną barierę bezpieczeństwa wobec możliwych uwolnień radioaktywności. Ta cząsteczka paliwowa TRISO musi być celem i głównym aspektem bezpieczeństwa związanego z reaktorami HTG SMR.

Wymaganie 5.50 mówi, że w każdych racjonalnie spodziewanych warunkach otoczenia, które mogą powstać w wyniku konkretnych stanów awaryjnych, a także takich, które mogą powstać w toku eksploatacji, dla których na przykład wymaga się okresowych badań szczelności obudowy bezpieczeństwa, musimy takie badania objąć programem zapewnienia jakości obudowy. Tymczasem w pewnych rozwiązaniach reaktorów HTG SMR obudowa bezpieczeństwa nie musi być zaprojektowana jako

struktura utrzymująca ciśnienie i może nie wymagać w związku z tym okresowych badań szczelności. Pewne rozwiązania reaktorów HTG SMR obejmują alternatywne systemy zatrzymywania produktów rozszczepienia i systemy te mogą również wymagać okresowego badania. Tak więc musimy tutaj zastąpić dotychczasowe wymaganie żądaniem, żeby przeprowadzać badania w warunkach, których można rozsądnie oczekiwać. Wymaganie okresowych badań szczelności obudowy jest wymaganiem specyficznym dla reaktorów LWR z moderatorem i chłodzeniem wodnym i nie dotyczy reaktorów chłodzonych gazem.

5.63. W przypadku elektrowni jądrowych połączonych z urządzeniami do wykorzystania ciepła pochodzącego z tych elektrowni, takich na przykład jak produkcja wodoru w procesach termochemicznych, systemy ogrzewania komunalnego, czy odsalanie wody morskiej, takie jednostki muszą być zaprojektowane tak, aby ograniczać transport radionuklidów z elektrowni jądrowej do jednostki z nią sprzężonej. Te ograniczenia muszą zapewnić, że określone ograniczenia regulacyjne nie są przekroczone w warunkach, które mogą wystąpić w stanie eksploatacji i w stanach awaryjnych. Należy dodać, że sprzężone układy mogą zawierać duże ilości chemikaliów, które są łatwopalne, korozyjne albo toksyczne. Trzeba w projekcie uwzględnić możliwość wycieku takich chemikaliów i przepływ ich przez linię transportu ciepła z powrotem do elektrowni jądrowej, jeśli sprzężona instalacja przemysłowa może wpływać na bezpieczeństwo elektrowni jądrowej.

W przypadku elektrowni złożonej z wielu modułów reaktorowych każdy moduł musi mieć swój własny układ bezpieczeństwa i cechy bezpieczeństwa, które wystarczają do opanowania awarii przewidzianych w rozszerzonych warunkach projektowych. Tam, gdzie układ bezpieczeństwa albo cecha bezpieczeństwa dla rozszerzonych warunków projektowych jest dzielona między modułami reaktorowymi w elektrowni z wieloma modułami, taki podzielony system bezpieczeństwa albo cecha bezpieczeństwa muszą być funkcjonalnie zdolne do wypełnienia wymagań bezpieczeństwa w każdym z tych modułów jednocześnie, tak żeby zabezpieczyć przed konsekwencjami awarii, która miałaby potencjał do wpływania na wiele różnych modułów.

Należy także wprowadzić dodatkowe kryterium, które pozwoli zwolnić urządzenia przemysłowe sprzężone z elektrownią jądrową z przestrzegania wymagań takich, jakie występują w wypadku elektrowni jądrowej. Jeżeli w toku normalnej eksploatacji, przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych i w awariach w sprzężonym układzie przemysłowym nie występują efekty, które mogą wpłynąć na eksploatację elektrowni jądrowej, to nie musimy w tym układzie przemysłowym przestrzegać takich samych wymagań bezpieczeństwa, jakich przestrzegamy w wypadku elektrowni jądrowej. Jeśli sprzężone układy przemysłowe

są w pewien sposób związane z elektrownią jądrową, to w takim przypadku nienormalne wydarzenia w tej sprzężonej instalacji przemysłowej będą określone jako zewnętrzne zagrożenia dla elektrowni jądrowej. W takim przypadku urządzenie przemysłowe musi być fizycznie oddzielone od elektrowni jądrowej, żeby zabezpieczyć ją przed możliwym szkodliwym działaniem zakłóceń przemysłowych.

5.75. Przy rozpatrywaniu warunków projektowych analiza bezpieczeństwa musi wykazać między innymi, że w przypadku oczekiwanych zdarzeń eksploatacyjnych oraz awarii projektowych możliwe jest opanowanie ich za pomocą wbudowanych cech bezpieczeństwa i działań bezpieczeństwa powodowanych przez automatyczne uruchomienie układu bezpieczeństwa łącznie z przewidywanymi działaniami operatora.

Analogicznie w przypadku rozszerzonych warunków projektowych należy wykazać, że możliwe jest opanowanie takich warunków za pomocą wbudowanych cech bezpieczeństwa i automatycznych działań układu bezpieczeństwa, które są powodowane przez zadziałanie systemu wykrywającego takie rozszerzone warunki projektowe.

Dział 6. Projekt specyficznych układów elektrowni

Rdzeń reaktora. Punkty 6.1, 6.2 i 6.3 odnoszą się do wymagań, które stawiamy zwykle reaktorom z moderatorem i chłodzeniem wodnym. W przypadku reaktorów SMR z chłodzeniem gazowym sytuacja przedstawia się inaczej. Pojęcia cząstki paliwowej i elementu paliwowego należy interpretować tak, jak podaliśmy wcześniej w tym artykule. Pojęcie warunków awaryjnych powinno być interpretowane zgodnie z definicją rozszerzonych warunków projektowych. Jeżeli rozszerzone warunki projektowe obejmują dwie podkategorie awarii, wówczas kategoria „warunki awaryjne” będzie się odnosiła do awarii projektowych i do awarii przewidzianych w rozszerzonych warunkach projektowych bez znaczącego uszkodzenia paliwa, natomiast w przeciwnym razie będzie obejmowała warunki projektowe i warunki projektowe z uszkodzeniem paliwa.

Specyficzne wymagania odnoszące się do paliwa, które wymienione są w punkcie 6.1, dotyczą paliwa reaktorów z moderatorem i chłodzeniem wodnym. W szczególności w wypadku reaktorów SMR z chłodzeniem gazowym nie ma sensu mówić o określeniu różnicowego rozszerzania się i deformacji koszulki i pastylki paliwowej czy o dodatkowym ciśnieniu wewnętrznym powodowanym przez produkty rozszczepienia i inne gazy, takie jak hel.

W przypadku reaktorów SMR z chłodzeniem gazowym będziemy mówili o uwzględnieniu uszkodzeń paliwa powodowanych przez efekty cieplne, natomiast pominiemy ekspansję różnicową koszulki i pastylek paliwowych, ponieważ nie ma tej koszulki. Nie będziemy też mówili o ciśnieniu zewnętrznym chłodziwa działającym na koszulkę ani o dodatkowym ciśnieniu wewnętrznym powodowa-

nym przez produkty rozszczepienia i inne gazy, ani o wroście ciśnienia helu, jak w elementach, których pastylki paliwowe są zamknięte w koszulkach. Należy mówić o migracji kernelu, czyli rdzenia paliwa w kulce paliwowej, powodowanej przez gradient temperatury i będziemy rozważali możliwość ataku chemicznego przez metaliczne produkty rozszczepienia działające na warstwy grafitu w zestawie paliwowym.

Będziemy dalej rozważali napromieniowanie cząstek paliwowych i innych materiałów w elemencie paliwowym, nie w zestawie paliwowym. Pominie różnice oraz zmiany ciśnienia i temperatury wynikające ze zmian mocy reaktora, natomiast będziemy mówili o możliwym ścieraniu w złożu usypanym z cząsteczek paliwowych, a także o chemicznych efektach działania chłodziwa. Kiedy będziemy rozważali statyczne i dynamiczne obciążenia paliwa, to nie będziemy mówili o mechanicznych wibracjach powodowanych przez przepływ ani o zmianach mocy w zależności od wymiany ciepła, która może wynikać z odkształceń albo chemicznych efektów na styku paliwa i chłodziwa. Cząsteczki paliwowe i elementy muszą być zaprojektowane tak, aby zapewniały wystarczające zatrzymywanie radionuklidów w warunkach awaryjnych. Dalej zamiast mówić o zestawach paliwowych będziemy mówili o cząstkach paliwowych i elementach, które muszą być zdolne do wytrzymania obciążeń i stresów związanych z manipulacjami z paliwem.

Specyficzne mechanizmy uszkodzenia paliwa, o których mowa jest w wymaganiach dla dużych reaktorów chłodzonych wodą, odnoszą się do reaktorów LWR. Należy te wymagania zmienić tak, żeby odzwierciedlały procesy możliwego uszkodzenia paliwa z koszulkami ceramicznymi, które występuje w reaktorach HTG SMR. Ponadto ograniczenia projektowe paliwa dla reaktorów HTG SMR mogą obejmować kluczowe wymagania dla produkcji paliwa, takie jak na przykład frakcja uszkodzeń elementów paliwowych TRISO lub współczynnik zanieczyszczenia metalami ciężkimi.

Wobec tego, że elementy paliwowe HTG SMR obejmujące cząstki paliwowe są dominującymi elementami przyczyniającymi się do powstrzymywania wyjścia produktu rozszczepienia we wszystkich stanach pracy reaktora, wymagania co do funkcji zatrzymywania produktów rozszczepienia w paliwie są niezbędnym czynnikiem warunków odporności na awarię.

W wymaganiu 6.2, biorąc pod uwagę bardzo dużą liczbę cząstek z powłokami ceramicznymi jakie występują w paliwie, nie można realistycznie oczekiwać, że będziemy mieli zero defektów w wytworzonych cząstkach paliwowych. Ponadto istnieje potencjał do skażenia paliwa ciężkimi metalami podczas procesu produkcji. Te kluczowe elementy produkcji paliwa trzeba uwzględnić przy określaniu granic uszkodzeń elementów paliwowych.

W wymaganiu 6.3 należy usunąć pojęcie zestawów paliwowych, ponieważ w reaktorach SMR z chłodzeniem

gazowym mamy do czynienia z elementami paliwowymi. Wobec tego będziemy mówili tutaj o elementach paliwowych, a nie o zestawach paliwowych. W warunkach awaryjnych wykreślimy uwagę o ciężkich awariach, a będziemy mówili o niedopuszczalnych obciążeniach w zestawach paliwowych i o właściwym zapewnieniu i utrzymaniu chłodzenia rdzenia oraz utrzymaniu temperatury rdzenia poniżej granic, które powodują utratę szczelności cząstek paliwowych.

Podobnie w wymaganiu 6.6 nie będzie mowy o tym, że wprowadzenie prętów kontrolnych nie może być powstrzymywane przez geometrię paliwową. Nie potrzebujemy wprowadzać takiego wymagania.

Funkcjonalne wymagania w stosunku do rdzenia i podtrzymujących rdzeń struktur w reaktorach HTG SMR w warunkach awaryjnych można uzasadnić następująco: biorąc pod uwagę, że celem jest powstrzymanie dużych uwolnień substancji radioaktywnych z cząstek paliwowych TRISO, geometria rdzenia HTG SMR i podtrzymujące go struktury muszą być zaprojektowane tak, żeby uchronić nas przed nagromadzeniem się wydarzeń, które mogłyby prowadzić do niedopuszczalnych obciążeń poszczególnych cząstek paliwowych z warstwami grafitowymi. W warunkach awaryjnych odbiór ciepła powyłączeniowego z rdzenia na zewnątrz zbiornika ciśnieniowego reaktora może być przeprowadzony przez naturalne środki pasywne, to znaczy przewodzenie ciepła, konwekcję naturalną i promieniowanie. Dlatego odbiór ciepła powyłączeniowego jest wystarczający tak długo, jak długo geometria rdzenia HTG SMR i podtrzymujących go struktur nie przeszkadza w pasywnym chłodzeniu rdzenia. Można stwierdzić, że nawet przy pewnych geometrycznych zmianach w rdzeniu nie będzie tutaj przeszkody w usuwaniu ciepła. Odbiór ciepła będzie zdominowany przez przewodzenie ciepła w materiale, a nie jego omywanie przez chłodziwo.

6.6. W warunkach awaryjnych reaktor HTG SMR może być automatycznie wyłączony przez samoczynnie działające sprzężenie z mocą ujemnego współczynnika temperatury reaktywności, dużo większego niż w reaktorach lekkowodnych. Dzięki temu wyłączenie reaktora nie będzie zależało od działania układu prętów kontrolnych. Specyficzne odniesienie się do możliwości wprowadzania prętów kontrolnych do rdzenia nie jest dzięki temu niezbędne w naszych wymaganiach bezpieczeństwa. W przypadku rozszerzonych warunków projektowych potrzebne będzie określenie sposobu długoterminowego wyłączenia reaktora po pewnym czasie i w związku z tym jakieś działania mogą być podjęte, żeby to osiągnąć.

6.4-6.6b. Rozkłady strumienia neutronów, które mogą powstać w dowolnym stanie rdzenia reaktora w elektrowni jądrowej, łącznie z przypadkami powstającymi po wyłączeniu lub w czasie wymiany paliwa, a także stanami możliwymi w oczekiwanych wydarzeniach eksploatacyjnych i w warunkach awaryjnych, powinny być stabilne. Usuwamy tutaj uwagę do tego stwierdzenia, że wymaganie to

obowiązuje w warunkach nie łączących się z uszkodzeniem rdzenia reaktora. Natomiast w przypadku wymagania 6.6 maksymalny stopień pozytywnej reaktywności i szybkość jej wzrostu w stanach eksploatacyjnych i warunkach awaryjnych powinna być ograniczona do minimum tak, żeby utrzymać zdolność chłodzenia i zabezpieczyć przed uszkodzeniami rdzenia reaktora. Natomiast wykreślamy w tym wymaganiu zwrot „niezwiązane z uszkodzeniem rdzenia reaktora” i wymaganie, żeby „zapobiec jakimkolwiek wynikowym uszkodzeniom ciśnieniowej granicy obiegu pierwotnego”. Można byłoby przyjąć istniejący tekst, gdybyśmy uwzględnili inną interpretację dla reaktorów HTG SMR odnośnie do zwrotu „po wymianie paliwa”, który nie daje się zastosować do reaktora ze złożem usypanym z ciągłą wymianą paliwa. Wymaganie to można interpretować jako odnoszące się do mniejszych zmian w zawartości rdzenia i reaktywności związanych z wymianą paliwa w czasie pracy, która może mieć miejsce tylko w ciągu kilku godzin dziennie albo jeszcze rzadziej dla małych reaktorów.

W wymaganiu 6.4 nie należy zakładać, że właściwe środki do detekcji i kontrolowania rozkładu strumienia neutronów są osiągalne tylko przez odpowiednie oprzyrządowanie wewnątrzrdzeniowe. Pomiary strumienia neutronów poza zbiornikiem reaktora mogą być wystarczające do zapewnienia, że duże marginesy, jakie mamy do dyspozycji, nie będą przekroczone.

6.9. Dla reaktorów HTG SMR ze złożem usypanym wymiana paliwa odbywa się podczas pracy na pełnej mocy, a więc jest to stan normalny i nie mamy specjalnego stanu wymiany paliwa w reaktorze. Jednakże działalność zmiany paliwa może zachodzić w reaktorach HTG SMR o rdzeniu pryzmatycznym tak samo, jak zachodzi w reaktorze z chłodzeniem i moderatorem wodnym. Dlatego sugerowane zmiany interpretacji stosują się tylko do HTG SMR ze złożem usypanym. Pryzmatyczny HTG SMR lub reaktor ze złożem usypanym i okresową wymianą paliwa może obejmować układy do pomiaru neutronowego przy obecnym rozwiązaniu rdzenia, przy czym możemy wtedy sprawdzać poziom mocy reaktora poprzez detekcję strumienia neutronów. Jednakże w przeciwieństwie do reaktorów wodnych nie ma wewnątrz rdzenia tego pomiaru, który pozwoliłby stwierdzić, jaki jest mikroskopowy rozkład strumienia neutronów.

W wymaganiu 6.4 nie należy zakładać i wymagać, żeby właściwe środki detekcji i kontroli strumienia neutronów potrzebowały takiego oprzyrządowania rdzeniowego, jak stosowane w reaktorach LWR. To wymaganie oznacza, że chcemy znać rozkład strumienia i zmiany tego rozkładu z wystarczającym poziomem dokładności, żeby zapewnić, iż nie przekroczyły limitów projektowych. W reaktorze HTG SMR z paliwem wprowadzonym w małych ilościach, z moderatorem i reflektorem grafitowym mamy bardzo duże średnie długości drogi neutronów oraz marginesy w zakresie temperatury i mocy dla paliwa. Wymagany

rozkład pomiarów strumienia neutronowego poza zbiornikiem reaktora musi być wystarczający, żeby określić rozkłady wewnątrzrdzeniowe strumienia neutronów i wynikające zachowanie w granicach projektowych. W reaktorze HTG SMR nie istnieją zlokalizowane punkty o podniesionym strumieniu neutronów, w przeciwieństwie do reaktora LWR, gdzie położone obok siebie pręty paliwowe mogą przedstawiać znaczące różnice mocy i strumienia neutronów. Dlatego pomiary strumienia neutronów i strumieni gamma w reaktorach LWR są typowo prowadzone przez odpowiednie umieszczenie przyrządów pomiarowych w centrum zestawu paliwowego w odległości wielu średnich dróg swobodnych od wielu szpilek w reaktorze. W reaktorach HTG SMR też mierzymy poziomy i rozkłady strumienia neutronów, aby zapewnić, że limitów nie przekraczamy. W reaktorach LWR pomiary są podobnie wyprowadzone, ale z dużo większymi wymaganiami co do dokładności, ponieważ marginesy są stosunkowo małe, bo niewłaściwe na przykład załadowanie paliwa może prowadzić do jego uszkodzenia.

W punkcie 6.6 wymagania dla systemu kontroli reaktywności, żeby utrzymał strukturalną całość granicy ciśnieniowej obiegu pierwotnego, nie mogą być stosowane dla reaktorów HTG SMR.

6.10-6.12. Odnośnie do przypadku uszkodzenia układu wyłączania reaktora możemy przyjąć, że stan przejściowy z chwilowym powrotem do stanu krytycznego może być dopuszczalny pod warunkiem, że nieprzekroczone będą określone wielkości graniczne dla paliwa i dla elementów reaktora. W przypadku reaktorów HTG SMR możliwe jest, że ujemny współczynnik reakcji sprzężenia reaktywnościowego z mocą występujący po włączeniu dmuchaw helowych i następującym po tym wzroście temperatury rdzenia spowoduje przeprowadzanie reaktora w stan podkrytyczny, chociaż następnie powrót do krytyczności jest przewidywany. Dla pewnych projektów analizy pokazują, że nie prowadzi to do uszkodzenia paliwa. Okres łaski dostępny dla działania operatora po takim stanie przejściowym jest długi i pasywne środki wyłączania reaktora mogą zapewnić bezpieczeństwo. Obniża to zapotrzebowanie na natychmiastowe działania inżynierskich układów wyłączania reaktora albo akcji operatora. W dodatku strategia wymiany paliwa w reaktorze ze złożem usypanym pozwala na minimalizację nadmiaru reaktywności w rdzeniu reaktora. Tak więc należy zamienić pojęcie „systemu wyłączania reaktora” na „środki wyłączania reaktora”, ponieważ w wypadku HTG SMR nie musimy polegać wyłącznie na prętach regulacyjnych jako na szybkim wyłączeniu reaktora.

Ogólnie biorąc, środki wyłączenia reaktora mogą się odnosić do systemu wyłączenia na przykład z prętami kontrolnymi albo do kombinacji wewnętrznej odpowiedzi reaktora i aktywnych oraz pasywnych układów bezpieczeństwa. Środki wyłączenia reaktora mogą polegać na przykład w przypadku reaktora HTG SMR na wprowadzeniu

wewnętrznego sprzężenia reaktywnościowego z temperaturą. Takie sprzężenie może wystarczyć do tego, żeby wyłączyć reaktor i utrzymać go w stanie podkrytycznym przez dłuższy czas po wyłączeniu.

6.16. W reaktorze HTG SMR nie ma pomp wewnątrz granicy ciśnieniowej obiegu pierwotnego. Elementami, które są wewnątrz tego obiegu odpowiadającymi pojęciu pompy w reaktorze LWR, są dmuchawy lub turbiny. Jeśli chodzi o bezpośredni obieg gazowy, sformułowanie nowego paragrafu 6.16a będzie wyglądało następująco: projekt obiegu pierwotnego reaktora musi uwzględnić zabezpieczenie przed wprowadzeniem reaktywności do rdzenia przez nadmierne przechłodzenie rdzenia, musi uwzględnić ograniczenie dopływów powietrza i wody oraz ochronę obiegu pierwotnego, ograniczyć ciśnienie w obiegu pierwotnym reaktora i chronić paliwo przed przegrzaniem, aby zapewnić, że odpowiednie granice projektowe nie będą przekroczone w czasie oczekiwanych zdarzeń eksploatacyjnych ani w warunkach awaryjnych. W tym wypadku obieg chłodzenia reaktora oznacza obieg helowy i granicę ciśnieniową obiegu helowego. W sensie chłodzenia rdzenia reaktora funkcja odizolowania granicy ciśnienia obiegu pierwotnego dotyczy mniej zabezpieczenia przed utratą chłodziwa, niż zabezpieczenia przed napływem powietrza do rdzenia reaktora po awarii utraty ciśnienia obiegu pierwotnego. Ten napływ może nastąpić przez rurociągi podłączone do obiegu pierwotnego chłodzenia reaktora.

W reaktorze HTG SMR może być wymagane, ażeby zatrzymać działanie dmuchaw w obiegu pierwotnym w określonych warunkach i wznowić je dla przepływu chłodziwa w oczekiwanych warunkach eksploatacyjnych. W warunkach awaryjnych takie działania mogą być spowodowane następującymi przyczynami: ochrona pierwotnej granicy ciśnienia w pierwotnym obiegu chłodzenia reaktora, by uchronić rdzeń przed przegrzaniem, minimalizacja napływu wody do rdzenia i zabezpieczenie przed wprowadzeniem reaktywności dodatniej przez nadmierne wychłodzenie rdzenia lub ograniczenie napływu powietrza do rdzenia powodowane przez zasysanie powietrza z rozerwanego rurociągu.

6.17. Z wymagania odnośnie do usuwania z obiegu zanieczyszczeń w celu ograniczenia zawartości produktów rozszczepienia należy usunąć pojęcie „produktów korozji”, ponieważ to usunięcie pozwala objąć tym wymaganiem uwolnienie pyłów grafitu radioaktywnego, który oczywiście nie jest produktem korozji. W przypadku HTG SMR układ oczyszczania helu zaprojektowany jest tak, żeby kontrolować poziom zanieczyszczeń chemicznych w celu ograniczenia korozji zarówno paliwa, jak i wewnętrznych elementów reaktora. Zwykle zanieczyszczenia chemiczne obejmują H_2O , O_2 , CO_2 , CO , H_2 , CH_2 , CH_4 , N_2 , H_3 , czyli tryt i pył grafitowy.

Wymaganie 6.17 nadaje się w pełni do zastosowania względem HTG SMR, jeśli w świeżym paliwie jest pewna frakcja uszkodzonych rdzeni paliwowych. Kontrolowanie

zawartości grafitu w chłodziwie jest ważną funkcją układu oczyszczania helu, która utrzymuje uwolnienia radioaktywne w czasie normalnej eksploatacji i warunków awaryjnych tak nisko, jak to jest praktycznie możliwe, szczególnie uwzględniając fakt, że wiele obecnych projektów reaktorów HTG SMR obejmuje działania dotyczące usuwania nadmiaru helu z obiegu pierwotnego bezpośrednio do atmosfery, bez filtracji w przypadku awarii z utratą ciśnienia chłodziwa.

W punkcie 6.18 mówiącym o zapewnieniu odbioru ciepła z rdzenia należy usunąć wymaganie, żeby nie przekroczyć granicznych wartości dla temperatury koszulki, lecz tylko pozostawić wymaganie, aby nie przekroczyć wartości granicznych dla utrzymania integralności paliwa, takich jak temperatura. Jest to oczywiście spowodowane tym, że w HTG SMR nie mamy po prostu koszulki. Trzeba też dodać, że w tym przypadku środki przewidziane dla chłodzenia rdzenia reaktora mogą obejmować pasywny mechanizm usuwania ciepła z rdzenia.

Wymaganie 6.54 dotyczy systemu obudowy bezpieczeństwa. Dla reaktora HTG SMR należy tutaj uwzględnić fakt, że system obudowy bezpieczeństwa w wypadku reaktorów SMR z chłodzeniem gazowym powinien być interpretowany jako funkcjonalna obudowa bezpieczeństwa reaktora składająca się z szeregu barier wewnętrznych i zewnętrznych w stosunku do reaktora, łącznie z budynkiem reaktora. Oczekiwany udział różnych barier w systemie zatrzymywania produktów rozszczepienia w HTG SMR pozwala na spełnienie funkcji bezpieczeństwa reaktora jądrowego w inny sposób niż w wypadku tradycyjnych reaktorów z wodą pod ciśnieniem w dużych elektrowniach.

W reaktorach HTG SMR paliwo działa jako główny czynnik powstrzymujący wyjście produktów rozszczepienia, a więc zapewnia funkcję powstrzymania produktów rozszczepienia, a znacznie mniejszą wagę przywiązuje się do obudowy bezpieczeństwa i do budynku reaktora. Istnieje wiele barier zapewniających powstrzymanie wydzielania radioaktywności do otoczenia i zapewnienie, że funkcjonalna obudowa bezpieczeństwa reaktora utrzymuje stan ważny dla bezpieczeństwa, który nie zostanie naruszony w żadnym ze stanów działania reaktora przy normalnej eksploatacji ani w warunkach awaryjnych.

Wymaganie bezpieczeństwa 6.20 mówiące o tym, że układ obudowy bezpieczeństwa należy tak skonstruować i zaprojektować, aby przecieki na zewnątrz można było sprawdzać we wszystkich punktach przejścia przez zabudowę bezpieczeństwa, można wykreślić, ponieważ w reaktorach HTG SMR nie ma wymagania szczelności obudowy bezpieczeństwa. W reaktorach SMR z chłodzeniem gazowym paliwo TRISO stanowi pierwszą barierę dla wyjścia produktów rozszczepienia i ono właśnie zapewnia przede wszystkim powstrzymywanie wyjścia produktów rozszczepienia, czyli funkcjonalną obudowę bezpieczeństwa dla reaktorów HTG SMR. Wymaganie co do sprawdzania

szczelności obudowy odnosi się ogólnie do tradycyjnych elektrowni jądrowych, gdzie konieczna jest szczelna obudowa bezpieczeństwa. Należy jednak zachować intencję tego wymagania, kiedy rozważamy inne technologie reaktorowe, a więc to, aby ułatwić okresowe sprawdzenie, że funkcja zatrzymywania produktów rozszczepienia jest w sposób właściwy utrzymana i nie została wykreślona przez jakieś potencjalne mechanizmy degradacji, takie jak na przykład starzenie się albo napromieniowanie. W dodatku szybkość przecieków jest ważnym elementem analizy bezpieczeństwa i musi być określona i potwierdzona przez badania przy właściwym ciśnieniu.

W grupie wymagań 6.22 do 6.24 mamy wymaganie dotyczące szczelności obiegu pierwotnego i szczelności obudowy. Tutaj szczelność z punktu widzenia wyjścia chłodziwa na zewnątrz nie jest tak istotna, jak istotne jest zabezpieczenie obiegu pierwotnego przed przenikaniem powietrza bądź wody z zewnątrz do wnętrza obiegu pierwotnego. W reaktorze HTG SMR jest to ważne, bo jednocześnie chodzi tutaj nie tylko o to, żeby przez przejścia w obudowie i w obiegu pierwotnym nie nastąpiło przenikanie powietrza bądź wody do wnętrza obiegu, ale także o to, żeby móc zapewnić, iż wyjście produktów rozszczepienia na zewnątrz będzie rzeczywiście tak niskie, jak tylko jest to praktycznie możliwe. W reaktorze HTG SMR funkcja szczelności jest zapewniona przez wielokrotne bariery funkcjonalnej obudowy bezpieczeństwa.

6.24-6.26. Wymaganie o szybkim zamknięciu śluz powietrznych, które stosowano w dużych reaktorach LWR, nie jest konieczne do zapewnienia kontroli skażeń. Jednakże drogi dostępu do reaktora muszą być zaprojektowane w taki sposób, żeby system stref o różnym stopniu skażenia został zastosowany i nie był narażony na utratę wskutek na przykład niesprawności wentylacji, która może być spowodowana przez otwieranie drzwi.

W punkcie 6.25 intencja wymagania, żeby zapewnić ochronę personelowi eksploatacyjnemu wchodzącemu do reaktora, pozostaje w pełni aktualna. W paragrafie 6.26 wymaganie szybkiego zamknięcia otworów w budynku reaktora może nie być niezbędne dla reaktorów HTG SMR, jednakże niezawodne zamknięcie może być ważne dla zminimalizowania dostępu powietrza, w szczególności tlenu, w przypadku utraty ciśnienia w obiegu pierwotnym reaktora.

Wymaganie dotyczące kontroli warunków występujących wewnątrz obudowy bezpieczeństwa ma na celu zapewnienie tego, żeby układy bezpieczeństwa i układy ważne dla bezpieczeństwa mogły prawidłowo pracować. Struktury systemu i komponenty ważne dla bezpieczeństwa wewnątrz obudowy bezpieczeństwa nie mogą być narażone na uszkodzenie przez warunki zewnętrzne środowiska, a więc ciśnienie, temperaturę albo poziom promieniowania. Oczywiście te wymagania dotyczą w pełni uwolnień cieczy wysokoenergetycznych. Do wnętrza budynku reaktora zastosowanie pojęcia „odpowiednio nis-

kie poziomy” pozwala na stosowanie stopniowego podejścia w zależności od wymagań, jakie stawiamy systemom oraz elementom konstrukcji i wyposażenia, które są potrzebne do zapewnienia bezpieczeństwa reaktora. Możemy uznać, że to dodatkowe wymaganie dotyczy budynku reaktora, który w rozwiązaniach reaktorów HTG SMR jest typowo wyposażony w układ usuwania nadmiaru ciśnienia.

6.40. W reaktorze HTG SMR rezerwowa sterownia może mieć mniejsze znaczenie w porównaniu z reaktorami z chłodzeniem wodnym w dużych elektrowniach jądrowych. Główną funkcją rezerwowej sterowni byłoby bezpieczne wyłączenie reaktora i okresowe monitorowanie bezpieczeństwa oparte na danych uzyskiwanych po wyłączeniu reaktora. Pewne rozwiązania HTG SMR mają na celu to, żeby dla bezpieczeństwa reaktora nie polegać na działaniach operatora – reaktor musi zapewnić samoczynne wyłączenie i dojście do stanu bezpiecznego.

6.44. Specyfikacje projektowe dla awaryjnego zasilania reaktora i dla alternatywnych źródeł energii muszą zapewnić, że wszystkie ważne dla bezpieczeństwa układy, struktury i elementy będą miały zdolność do pracy, dostępność i wytrzymałość potrzebne, aby zapewnić odpowiednią moc i bezpieczeństwo reaktora. Połączone środki do zapewnienia zasilania awaryjnego, takie jak woda, para, turbiny gazowe, turbiny, spalinowe silniki wysokoprężne do napędów zapasowych i baterie akumulatorów, powinny mieć niezawodność i typ potrzebny do tego, żeby spełnić wszystkie wymagania stawiane układom bezpieczeństwa, które mają być zasilane tą energią. Ich zdolność do zapewnienia tej funkcjonalnej sprawności powinna być możliwa do sprawdzenia.

Wyposażenie, jakie jest potrzebne do opanowania skutków awarii możliwych w ramach rozszerzonych warunków projektowych (poprzednio było dla dużych elektrowni w wypadku stopienia rdzenia), powinno być zdolne dostarczać odpowiednią energię z dowolnego źródła będącego do dyspozycji.

Reaktory SMR mogą być zaprojektowane z użyciem pasywnych środków bezpieczeństwa albo środków bezpieczeństwa, które nie są zależne od dostarczania mocy z zewnątrz i wobec tego mogą nie polegać na zewnętrznej mocy dla utrzymania bezpieczeństwa. Nie mniej jednak dostarczanie energii awaryjnej lub alternatywnej z odpowiednią niezawodnością musi być zrealizowane w celu kontroli stanu reaktora w warunkach utraty zasilania zewnętrznego i wszelkich innych awarii, nawet w stosunku do tych reaktorów, które używają bardzo rozległych pasywnych środków bezpieczeństwa.

6.49. Projekt reaktora HTG SMR powinien zminimalizować rozprzestrzenianie się skażeń z obszaru o wysokim skażeniu do obszarów o niskim skażeniu, na przykład przez utrzymywanie obszarów o wysokim skażeniu w podciśnieniu w stosunku do reszty elektrowni. Jednakże trzeba pamiętać, że reaktory HTG SMR mają też inne metody,

nie tylko podciśnienie, do powstrzymywania rozchodzenia się skażeń wewnątrz elektrowni.

6.55. Podobnie jak w przypadku reaktorów SMR z chłodzeniem wodnym, obowiązuje wymaganie, żeby zapewnić wyposażenie, które nie będzie narażało załogi na przechodzenie pod przewożonymi ciężarami. Należy to wymaganie również uwzględnić w przypadku reaktorów SMR z chłodzeniem gazowym. Reaktory te mogą nie dopuszczać do tego, żeby było dość przestrzeni na przewożenie ładunków ciężkich pod sufitem nad głowami personelu.

6.56. Przypadek napływu wody do obiegu pierwotnego. Odcięcie systemu dostawy pary w reaktorach HTG SMR może się przyczynić do powstrzymania napływu wody do rdzenia w przypadku, gdyby nastąpiło rozerwanie wymiennika ciepła albo rurki generatora pary. Ponadto projekty reaktorów HTG SMR mogą zawierać system, który zapewnia, że pierwsza porcja wody, która przeniknie, zostanie wydrenowana.

Wymaganie dotyczące izolowania systemu wytwarzania pary jest oczywiście właściwe do ograniczenia napływu wody. Jednakże jest ono niewystarczające, by izolować obieg gazowy od systemu wody zasilającej. Drenaż wody i inne cechy projektowe powinny być także uwzględnione w innych wymaganiach.

6.58. Konieczność zabezpieczenia obiegu pierwotnego przed napływem powietrza lub pary z zewnątrz dotyczy reaktorów HTG SMR zarówno z turbiną parową, jak i z turbiną gazową. Jednakże warto zauważyć, że istnieją różne możliwe systemy konfiguracji układu wtórnego w reaktorach HTG SMR, które mogą być inne niż w reaktorach z wodą pod ciśnieniem. Na przykład mogą tam być turbiny gazowe. Dlatego specjalne wymagania dotyczące projektu obiegów wtórnego, w którym stosuje się wodę i parę, mogą nie zawsze być niezbędne do zastosowania.

6.59. W przypadku reaktorów HTG SMR, podobnie jak reaktorach SMR z chłodzeniem wodnym, może być sytuacja taka, że tych reaktorów będzie duża liczba w danym obszarze geograficznym. W związku z tym może być sensowne zbudowanie wspólnego przechowalnika odpadów radioaktywnych, co ułatwi zarządzanie odpadami radioaktywnymi i pracę przy likwidacji reaktorów. Jest to taka sama sytuacja, jak w przypadku reaktorów SMR z chłodzeniem wodnym.

6.68. W przypadku reaktorów HTG SMR, w których używa się systemu chłodzenia powietrznego dla ostatecznego składowania paliwa, należy organizować środki do monitorowania i kontrolowania temperatury powietrza oraz aktywności w powietrzu przy stanach eksploatacyjnych oraz w warunkach awaryjnych.

W zależności od dalszych szczegółów rozwiązania układu manipulacji i przechowywania paliwa wypalonego może być potrzebne wprowadzenie dodatkowych wymagań, które będą zależały od metody zapewnienia chłodzenia aktywnego lub pasywnego. Można też uwzględnić

sprawy potencjalnych problemów, takich jak na przykład blokada napływu powietrza albo wody. Reaktory HTG SMR mogą stosować chłodzenie powietrzne do chłodzenia wypalonego paliwa w przechowalniku paliwa, ponieważ w porównaniu z dużymi reaktorami z chłodzeniem wodą gęstość mocy w paliwie reaktorów HTG SMR jest niska. W związku z tym mamy duży margines bezpieczeństwa do temperatury niebezpiecznej dla cząstek paliwowych i chłodzenie paliwa wypalonego jest potencjalnie biorąc mniej problemowe.

Dodatkowe potencjalne wymagania odnośnie do elektrowni jądrowych z wieloma modułami są takie same, jak w przypadku reaktorów SMR z chłodzeniem wodnym.

Podsumowanie

Ogromna większość wymagań ustalonych dla elektrowni jądrowych z reaktorami dużej mocy może być stosowana bez zmian do reaktorów SMR. W przypadkach przedstawionych powyżej pożądane jest dodanie odpowiedniej interpretacji lub usunięcie danego wymagania jako niepotrzebnego dla reaktora SMR. Najdalej idące zmiany wiążą się z wprowadzeniem w reaktorach HTG SMR paliwa TRISO, które zapewnia zatrzymywanie produktów rozszczepienia w szerokim zakresie temperatur i pozwala na wyeliminowanie szeregu wymagań stawianych w reaktorach dużej mocy obudowie bezpieczeństwa. Reaktory SMR można budować na podstawie istniejących przepisów, ale wprowadzenie zmian opisanych w niniejszym artykule pozwoli na łatwiejsze projektowanie i szybsze licencjonowanie tych reaktorów.

Notka o autorze

Dr inż. Andrzej Strupczewski – prof. NCBJ. Przewodniczący Komisji Bezpieczeństwa Jądrowego i rzecznik energetyki jądrowej w Narodowym Centrum Badań Jądrowych, ekspert ds. bezpieczeństwa jądrowego Komisji Europejskiej i Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA), wiceprezes Stowarzyszenia Ekologów na rzecz Energii Nuklearnej SEREN
(e-mail: Andrzej.Strupczewski@ncbj.gov.pl)

Literatura

1. International Atomic Energy Agency, Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, a Supplement to IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) IAEA booklet 2020 Edition, IAEA Vienna 2020.
2. International Atomic Energy Agency, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No SSR-2/1 Revision 1 IAEA Vienna 2016.
3. International Atomic Energy Agency, Accident Analysis for Nuclear Power Plants with Modular High Temperature Gas Cooled Reactors, Safety Report Series No 54 IAEA Vienna (2008).
4. International Atomic Energy Agency, Fuel Performance and Fission Product Behavior in Gas Cooled Reactor. IAEA-TECDOC-978 IAEA Vienna 1997.

5. International Atomic Energy Agency, High Temperature Gas Cooled Reactor Fuels and Materials, IAEA –TECDOC-CD-1645, IAEA Vienna 2010.
6. Reutler H, Leonard GH Advantages of Going Modular in HTRs, NEDEAU 78 (984) 129-136.
7. Leonard GH. Technical Design Feature and Essential Safety Related Properties of the HTR Module NEDEAU 121 (1990) 259-275.
8. Leonard GH. The Consequences of Water Ingress Into the Primary Circuit of an HTR- Module, From Design Basis Accident to Hypothetical Postulates NEDEAU 134 (1992) 159-176.
9. Saito S. Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), Report of the Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI 1332 (1992).
10. Applicability of Design Safety Requirements to Small Modular Reactor Technologies Intended for Near Term Deployment, IAEA TECDOC-1936, IAEA Vienna 2020.

Energetyka jądrowa w kontekście normalizacji i zapewnienia jakości

Nuclear energy in the context of standardization and quality assurance

Marta Krejpowicz^a, Krzysztof Madaj^b

^a Polski Komitet Normalizacyjny, ^b Instytut Chemii i Techniki Jądrowej

Streszczenie: W artykule przedstawiono informacje o roli normalizacji w działaniach związanych z budową pierwszej w Polsce elektrowni jądrowej, jej późniejszej eksploatacji, wymaganiach i wyzwaniach, jakim będą musiały sprostać strony zaangażowane w realizację tego projektu. Oceniono stan normalizacji krajowej oraz jej powiązanie z normalizacją europejską i międzynarodową.

Słowa kluczowe: Energetyka jądrowa, normalizacja, zintegrowany system zarządzania, zapewnienie jakości.

Abstract: *This article provides information on role of standardization in activities related to construction of the first and next nuclear plants in Poland, their further operation, requirements and challenges that engaged parties are to cope with. Additional information on national standardization and its relation with European and international standardization are presented.*

Keywords: *Nuclear power, standardization, integrated management system, quality assurance.*

Zgodnie z danymi Głównego Urzędu Statystycznego w 2020 roku zużycie energii pierwotnej w Polsce wyniosło 96,9 miliona ton oleju ekwiwalentnego (Mtoe [1]), a energia ta pozyskiwana była głównie z węgla brunatnego oraz węgla kamiennego. Zmieniające się na przestrzeni lat warunki geopolityczne oraz klimatyczne spowodowały, że konieczne stało się poszukiwanie innych źródeł energii zapewniających bezpieczeństwo energetyczne, ochronę klimatu i środowiska oraz pozytywny wpływ na finanse państwa. Jednym z rozwiązań, od wielu lat wykorzystywanych na całym świecie, jest pozyskiwanie energii z elektrowni jądrowych [2]. Tę drogę wybrała także Polska.

W 2014 roku został przyjęty *Program polskiej energetyki jądrowej* (PPEJ, zaktualizowany w 2020 roku) – dokument, którego celem jest budowa oraz oddanie do eksploatacji w Polsce elektrowni jądrowych o łącznej mocy zainstalowanej od ok. 6 GWe do ok. 9 GWe (gigawaty energii elektrycznej).

W dniu 2 listopada 2022 roku Rada Ministrów przyjęła uchwałę złożoną przez Ministra Klimatu i Środowiska w sprawie budowy elektrowni jądrowej w Polsce. Zgodnie z uchwałą w Polsce powstanie elektrownia jądrowa w oparciu o sprawdzony i bezpieczny projekt amerykańskiego reaktora AP 1000. Planowane jest ukończenie pierwszego bloku elektrowni w 2033 roku [3].

Ponadto 22 lutego 2023 roku spółka Polskie Elektrownie Jądrowe (PEJ) podpisała z Westinghouse Electric Company umowę rozpoczynającą wspólne działania, które prowadzą do przygotowania projektu pierwszej elektrowni jądrowej w Polsce. Umowa obejmuje 10 głównych obszarów merytorycznych, m.in. opracowanie szczegółowego modelu realizacji inwestycji, przygotowanie oceny bezpieczeństwa, programu kontroli jakości oraz identyfikację potencjalnych dostawców, z naciskiem na firmy z Polski [4].

Projektowanie, budowa i eksploatacja elektrowni jądrowych jest wielonarodowym zglobalizowanym przedsięwzięciem przemysłowym. Nieuniknione jest, aby wdrażający tę technologię kraj używał kodów obliczeniowych, materiałów, komponentów lub usług, które są produkowane lub dostarczane z innych krajów. W ramach PPEJ planowane jest, że budowa oraz eksploatacja elektrowni będą prowadzone w oparciu o właściwe normy bezpieczeństwa oraz normy jakości z jak największym wykorzystaniem norm i standardów obowiązujących w polskim przemyśle, w obszarze energetyki jądrowej.

Tu warto zwrócić uwagę na terminy „norma” i „standard”. W nauce i technice angielski termin „standard” jest używany w dwóch różnych znaczeniach: jako dokument normatywny (termin francuski „norme”, niemiecki

„Norm”), którego opracowanie, opublikowanie i wdrożenie prowadzone jest w ramach działalności zwanej „normalizacją” oraz jako wzorzec jednostki miary (termin francuski „étalon”, niemiecki „Eichmaß”). Termin „normalizacja” zdefiniowany jest jako „działalność mająca na celu uzyskanie optymalnego (...) stopnia uporządkowania w określonym zakresie, poprzez ustalanie postanowień przeznaczonych do powszechnego i wielokrotnego stosowania, dotyczących problemów istniejących lub możliwych do wystąpienia” [5].

Normalizacja odgrywa istotną rolę w gospodarce rynkowej – jest gwarancją jakości i przyczynia się do konkurencyjności np. polskich produktów i usług na rynkach europejskich czy międzynarodowych. Jej celem jest m.in. usuwanie barier technicznych w handlu, zapewnienie ochrony życia, zdrowia, środowiska oraz bezpieczeństwa pracy, racjonalizacja produkcji czy poprawa przydatności wyrobów, procesów i usług do celów, którym mają one służyć.

Działalność normalizacyjna jest prowadzona przez niemal wszystkie państwa na świecie. W Polsce instytucją, która odpowiada za organizację działalności normalizacyjnej (czyli krajowa jednostka normalizacyjna, KJN) jest Polski Komitet Normalizacyjny (PKN).

PKN jest jedną z wielu krajowych jednostek normalizacyjnych – członków – Europejskich Organizacji Normalizacyjnych, EON (CEN, CENELEC, ETSI) oraz Międzynarodowych Organizacji Normalizacyjnych, MON (ISO, IEC), które tworzą razem system normalizacji jako całość.

PKN prowadzi działalność normalizacyjną zgodnie z zasadami normalizacji europejskiej i międzynarodowej, wśród których można wymienić np.: jawność i powszechną dostępność, jednolitość i spójność postanowień norm, zapewnienie możliwości uczestnictwa wszystkich zainteresowanych w procesie opracowywania norm, niezależność od administracji publicznej oraz jakiegokolwiek grupy interesów czy wykorzystywanie sprawdzonych osiągnięć nauki i techniki.

Norma, czyli główny produkt prowadzenia działalności normalizacyjnej, jest to dokument, zgodnie z ustawą o normalizacji z 12 września 2002 roku (tj. z Dz. U. 2015 r. poz. 1483), przyjęty na zasadzie konsensu, do dobrowolnego stosowania, w którym podane są zasady, wytyczne lub charakterystyki odnoszące się do różnych rodzajów działalności lub ich wyników. Opracowywanie norm ma na celu uzyskanie optymalnego stopnia uporządkowania w określonym zakresie (co już zostało wspomniane przy terminie „normalizacja”). Normy mogą stanowić podstawę porozumienia w spełnieniu określonych warunków bezpieczeństwa i jakości wyrobów oraz usług.

Normy przyjmowane są na zasadzie konsensu, co w normalizacji rozumiane jest jako ogólne porozumienie w odniesieniu do istotnych zagadnień, które charakteryzuje się brakiem trwałego sprzeciwu znaczącej części

zainteresowanych. Współdziałanie zainteresowanych przy opracowywaniu norm jest jedną z cech normalizacji dobrowolnej, w której obok statusu norm jako nieobowiązkowych do stosowania istotna jest dobrowolność udziału w normalizacji – normy opracowują ci, którzy chcą wziąć w tym udział.

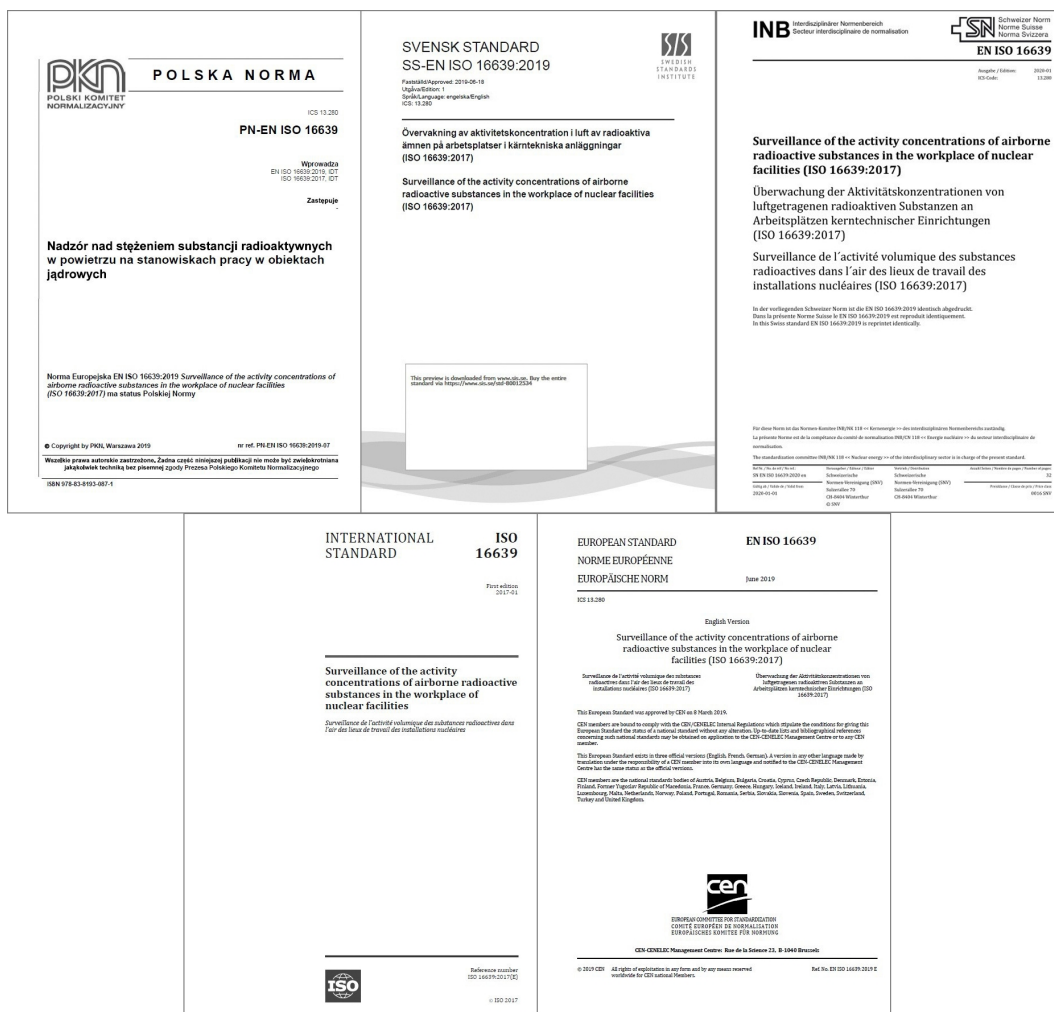
Dodatkowo, warto zwrócić uwagę na to, że system normalizacji dobrowolnej jest narzędziem wspierającym np. producentów w spełnianiu wymagań określonych przepisami prawa m.in. w zakresie bhp, zdrowia czy ochrony środowiska. Normalizacja nie narzuca sposobu spełnienia tych wymagań, ale umożliwia ekspertom, reprezentującym różne strony zainteresowane, wspólne wypracowanie optymalnych rozwiązań, w formie norm.

Nawiązując do zapisów PPEJ, warto pamiętać o tym, że umowy zawierane pomiędzy stronami mogą wprowadzać obowiązek wykonania np. produktu zgodnie z wymaganiami określonymi w konkretnej normie. Jest to jednak zobowiązanie wiążące wyłącznie strony umowy i nie narusza ono ogólnej zasady dobrowolności stosowania norm.

Sam PKN nie opracowuje norm, nie ma wpływu na ich treść, nadzoruje jedynie zgodność procesów ich opracowywania z zasadami przyjętymi przez EON i MON. Pozwala to polskiej KJN zachować bezstronność oraz niezależność od jakiegokolwiek grupy interesów, co jest jedną z podstaw systemu normalizacji dobrowolnej. Opiniowaniem i przyjmowaniem norm (oraz dokumentów normalizacyjnych) zajmują się specjaliści delegowani przez strony zainteresowane, np. organy administracji rządowej, organizacje m.in. gospodarcze, pracodawców, konsumenckie, zawodowe i inni. Specjaliści współpracują w ramach Organów Technicznych, OT – autonomicznych jednostek działających przy PKN.

Publikowane przez PKN Polskie Normy mogą być wprowadzeniem Norm Europejskich (do czego, od chwili podpisania układu akcesyjnego z Unią Europejską, jesteście zobligowani), Norm Międzynarodowych lub norm innych krajów. Decyzja o wprowadzeniu jako PN innych norm niż Normy Europejskie, pozostaje całkowicie do decyzji danego OT.

Normy Europejskie, które są ważnym elementem harmonizującym jednolity rynek europejski, wprowadzane są w krajach członkowskich UE i Europejskiego Stowarzyszenia Wolnego Handlu (EFTA) bez żadnych modyfikacji. Oznacza to, że Polska Norma będąca wprowadzeniem konkretnej Normy Europejskiej ma taką samą treść, jak ta EN opublikowana w każdym innym państwie członkowskim. Z obszaru energetyki jądrowej mamy np. EN ISO 16639:2019 *Surveillance of the activity concentrations of airborne radioactive substances in the workplace of nuclear facilities (ISO 16639:2017)*, która została opublikowana przez PKN jako PN-EN ISO 16639:2019-07 *Nadzór nad stężeniem substancji radioaktywnych w powietrzu na stanowiskach pracy w obiektach jądrowych*. Ta



Rys. 1. Norma Międzynarodowa ISO 16639:2017 oraz jej wdrożenie na szczeblu europejskim i krajowym.

Fig. 1. International Standard ISO 16639:2017 and its European and national implementation.

EN jest dostępna w Szwecji jako SS-EN ISO 16639:2019 *Övervakning av aktivitetskoncentration i luft av radioaktiva ämnen på arbetsplatser i kärntekniska anläggningar (ISO 16639:2017)*, a w Szwajcarii jako SN EN ISO 16639:2020 *Überwachung der Aktivitätskonzentrationen von luftgetragenen radioaktiven Substanzen an Arbeitsplätzen kerntechnischer Einrichtungen (ISO 16639:2017)*.

W powyższym przykładzie Norma Europejska stanowi wdrożenie, bez jakichkolwiek zmian, treści Normy Międzynarodowej, na co pozwalają porozumienia zawarte między Europejskimi i Międzynarodowymi Organizacjami Normalizacyjnymi. Normę Międzynarodową ISO 16639:2017 oraz jej wdrożenie na szczeblu europejskim i krajowym przedstawiono na rysunku 1.

Opracowywanie Normy Europejskiej, która w przyszłości ma być PN-EN, prowadzone jest zgodnie z wymaganiami, jakie polski KJN musi spełniać, będąc członkiem EON: przeprowadzane jest opiniowanie treści projektu PN-EN wśród środowisk zainteresowanych – specjalistów działających w danym OT oraz w ramach ankiety powszechnej (na stronie internetowej PKN udostępniana jest treść projektu i każdy może zgłosić uwagi). Jak

wspomniano wcześniej, jest to jedna z zasad normalizacji – zapewnienie możliwości uczestnictwa w procesie opracowywania norm wszystkim zainteresowanym.

Przeprowadzane jest także głosowanie. Decyzja dotycząca przyjęcia (lub nie) treści projektu prowadzona jest w drodze głosowania, co jest ostatnim etapem budowania konsensu, który leży u podstaw przyjmowania norm.

Niezależnie od współpracy z Europejskimi Organizacjami Normalizacyjnymi PKN współpracuje z Międzynarodowymi Organizacjami Normalizacyjnymi ISO i IEC. W obszarach nieobjętych normalizacją europejską PKN wprowadza normy identyczne pod względem treści z Normami Międzynarodowymi. Te normy mają odpowiednio oznaczenie PN-ISO i PN-IEC.

Tu także obowiązuje zasada, że wszystkim zainteresowanym zapewnienia się możliwość uczestnictwa w procesie opracowywania PN-ISO/PN-IEC, oraz że są one przyjmowane na zasadzie konsensu. W tabeli 1 przedstawiono Komitety Techniczne (TC) i Podkomitety Techniczne (SC), które prowadzą prace normalizacyjne z obszaru energetyki jądrowej na poziomie międzynarodowym i europejskim.

Tabela 1. Prace normalizacyjne z obszaru energetyki jądrowej prowadzone na poziomie międzynarodowym i europejskim – Komitety Techniczne i Podkomitety Techniczne.

Table 1. Standardization work at international and European level related to nuclear power – Technical Committees and Technical Subcommittees.

Organizacje normalizacyjne	Komitety Techniczne i Podkomitety Techniczne
International Organization for Standardization (ISO)	ISO/TC 85/SC 2 Radiological protection ISO/TC 85/SC 5 Nuclear installations, processes and technologies ISO/TC 85/SC 6 Reactor technology
International Electrotechnical Commission (IEC)	IEC/TC 45 Nuclear instrumentation IEC/TC 45/SC 45A Instrumentation, control and electrical power systems of nuclear facilities IEC/TC 45/SC 45B Radiation protection instrumentation
European Committee for Standardization (CEN)	CEN/TC 430 Nuclear energy, nuclear technologies, and radiological protection
European Committee for Electrotechnical Standardization (CENELEC)	CLC/TC 45AX Instrumentation, control and electrical power systems of nuclear facilities

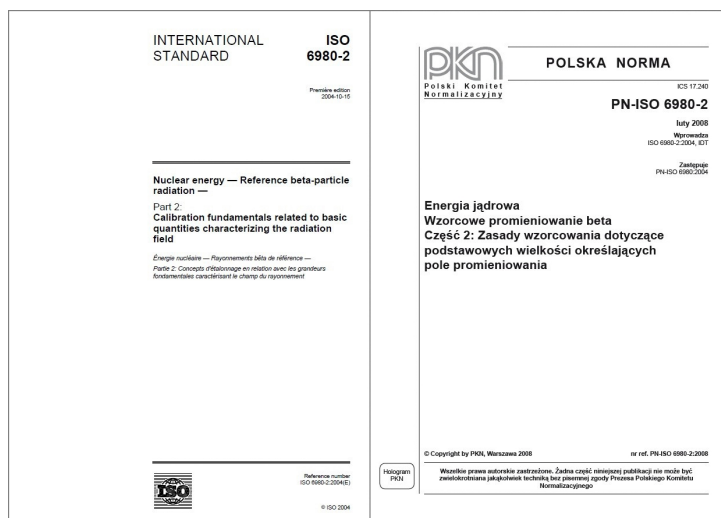
Przykładem tłumaczenia – bez jakichkolwiek zmian – Normy Międzynarodowej z zakresu energetyki jądrowej jest PN-ISO 6980-2:2008 *Energia jądrowa – Wzorcowe promieniowanie beta – Część 2: Zasady wzorcowania dotyczące podstawowych wielkości określających pole promieniowania*, która wprowadziła ISO 6980-2:2004 *Nuclear energy – Reference beta-particle radiation – Part 2: Calibration fundamentals related to basic quantities characterizing the radiation field*. Normę Międzynarodową ISO 6980-2:2004 oraz jej wdrożenie na szczeblu krajowym przedstawiono na rysunku 2.

Obecnie przy PKN działają dwa OT, a dokładniej dwa Komitety Techniczne (KT, ciało kolegialne powoływane do prowadzenia prac normalizacyjnych w określonych zakresach tematycznych [6]), których zakres tematyczny związany jest z energetyką jądrową:

1. KT 246 ds. Ochrony Radiologicznej zajmuje się tematyką dotyczącą ochrony przed promieniowaniem jonizującym. Prace normalizacyjne obejmują takie

działania, jak wykonywanie pomiarów mających na celu oznaczanie ilościowe i jakościowe radionuklidów, stosowanie źródeł promieniotwórczych, sprawdzanie ich szczelności i usuwanie ewentualnych skażeń, prowadzenie dozymetrii indywidualnej i środowiskowej oraz wzorcowanie przyrządów dozymetrycznych stosowanych na potrzeby ochrony radiologicznej. Działalność Komitetu związana jest zatem zarówno z przemysłem oraz medycyną, jak i z zastosowaniami naukowymi i pracami badawczymi podejmowanymi przez laboratoria i uczelnie wyższe.

2. KT 266 ds. Aparatury Jądrowej zajmuje się pracami normalizacyjnymi dotyczącymi stosowania i ewentualnych zmian aparatury jądrowej, wykorzystujących promieniowanie jonizujące do sterowania urządzeń bądź bezpośrednio pomiaru dawki promieniowania. Jest to szeroka gama mierników, wskaźników, urządzeń stacjonarnych i mobilnych, znajdujących zastosowanie zarówno w pracach badawczych, w przemyśle, medycy-



Rys. 2. Norma Międzynarodowa ISO 6980-2:2004 oraz jej wdrożenie na szczeblu krajowym.

Fig. 2. International Standard ISO 6980-2:2004 and its national implementation.

nie, ochronie zdrowia i środowiska, jak i w pomiarach związanych z ochroną przed promieniowaniem jonizującym i pomiarach w reaktorach jądrowych. Zakres działania KT 266 związany jest z przemysłem, medycyną, ochroną środowiska, ochroną osobistą przy pracach z promieniowaniem jonizującym oraz z badaniami naukowymi prowadzonymi przez uczelnie wyższe i laboratoria przemysłowe. Istotne jest więc zapotrzebowanie na informacje zawarte w normach i dokumentach normalizacyjnych oraz konieczność ich stałej aktualizacji.

Zapotrzebowanie na informacje zawarte w normach i dokumentach normalizacyjnych oraz na ich stałą aktualizację jest tym bardziej istotne obecnie ze względu na planowanie budowy w Polsce elektrowni jądrowych.

Każdy projekt jądrowy musi być zgodny z przepisami jądrowymi kraju, w którym to wyposażenie będzie budowane i ostatecznie eksploatowane. Ponieważ zasady bezpieczeństwa różnią się w poszczególnych krajach, wymogi związane z technologią dla systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia są w znacznym stopniu zależne od danego kraju.

Polska nie posiada doświadczenia ani wielu przepisów dotyczących budowy czy eksploatacji elektrowni jądrowych (EJ). Jednocześnie jest zobowiązana do stworzenia i wdrożenia aktów prawnych regulujących eksploatację reaktora oraz do budowy zaplecza wspomagającego ocenę oferowanych technologii, bezpieczeństwa jądrowego, w tym przeprowadzania klasyfikacji elementów EJ. Warto nadmienić, że w przeszłości, w trakcie budowy EJ Żarnowiec, to instytuty badawcze wykonywały takie zadania. Spełniają one też zasadniczą rolę w szkoleniu kadr, zarówno w sensie zawodowym, jak i naukowym. Wspierają w tym systemie również uczelnie wyższe, które nie mogą operować materiałami rozszczepialnymi i promieniotwórczymi o dużej aktywności, dużymi źródłami promieniowania jonizującego czy eksploatować reaktory badawcze.

Zgodnie z art. 36k. ust. 1 ustawy z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe jednostka organizacyjna wykonująca działalność związaną z narażeniem, polegającą na budowie, rozruchu, eksploatacji lub likwidacji obiektu jądrowego posiada zintegrowany system zarządzania.

Zintegrowany system zarządzania obejmuje między innymi:

- a) politykę jakości;
- b) program zapewnienia jakości;
- c) opis systemu zarządzania;
- d) opis odpowiedzialności, obowiązków, uprawnień i wzajemnych oddziaływań w dziedzinach zarządzania, realizacji i ocen;
- e) opis procesów zachodzących w jednostce organizacyjnej wraz z informacjami pomocniczymi wyjaśniającymi, w jaki sposób dokonuje się przygotowania, przeglądu, wykonania, dokumentowania, oceny i ulepszania działalności;

- f) przyjętą klasyfikację bezpieczeństwa systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego;
- g) wstępny raport bezpieczeństwa lub raport bezpieczeństwa obiektu;
- h) politykę kultury bezpieczeństwa, rozumianą jako wspólnie ustalone i realizowane zobowiązanie kierownictwa i pracowników, zapewniające praktyczne funkcjonowanie kultury bezpieczeństwa w jednostce organizacyjnej. Dokumentację, która opisuje zintegrowany system zarządzania, należy przedłożyć do zatwierdzenia Prezesowi Państwowej Agencji Atomistyki (Prezes PAA) wraz z wnioskiem o wydanie zezwolenia na wykonywanie działalności związanej z narażeniem, polegającej na budowie, rozruchu, eksploatacji lub likwidacji obiektu jądrowego [7].

Obecnie obiektami jądrowymi w Polsce są: reaktor MARIA, reaktor EWA w likwidacji, przechowalniki wypalonego paliwa (obiekty 19 i 19a oraz basen technologiczny reaktora MARIA) [8]. Wszystkie te obiekty zlokalizowane są w Otwocku-Świerku. Operatorzy tych obiektów zobowiązani są do posiadania wdrożonych i zatwierdzonych przez Prezesa PAA zintegrowanych systemów zarządzania.

Nie tylko inwestor musi posiadać system zarządzania jakością. Wykonawcy i dostawcy systemów oraz elementów konstrukcji, wyposażenia obiektu jądrowego, a także wykonawcy prac przeprowadzanych przy budowie i wyposażeniu obiektu jądrowego zobowiązani są do wdrożenia odpowiednich systemów jakości realizowanych prac.

Każdy system oraz element konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego, mający istotne znaczenie ze względu na bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną, w tym dla oprogramowania sterowania i kontroli, musi mieć określoną klasę bezpieczeństwa – w zależności od stopnia, w jakim te systemy oraz elementy wpływają na bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną obiektu jądrowego. Jak wynika z ww. ustawy, przy określaniu klasy bezpieczeństwa uwzględnia się:

- a) funkcję bezpieczeństwa zapewnianą lub częściowo realizowaną przez klasyfikowany system bądź element konstrukcji lub wyposażenia obiektu jądrowego;
- b) bezpośredni wpływ na ciągłość realizacji funkcji bezpieczeństwa w przypadku uszkodzenia klasyfikowanego systemu lub elementu konstrukcji bądź wyposażenia w trakcie normalnej eksploatacji obiektu jądrowego, a także w czasie awarii;
- c) możliwe wystąpienie w wyniku uszkodzenia klasyfikowanego systemu lub elementu konstrukcji bądź wyposażenia postulowanego zdarzenia inicjującego mogącego doprowadzić do zagrożenia bezpieczeństwa jądrowego;
- d) prawdopodobieństwo, że klasyfikowany system lub element konstrukcji bądź wyposażenia będą niezbędne do wykonania wymaganej funkcji bezpieczeństwa. Prezesowi PAA wraz z wnioskiem o wydanie zezwolenia

na budowę obiektu jądrowego przekłada się do zatwierdzenia dokumentację dotyczącą klasyfikacji bezpieczeństwa.

Dokumentacja ta zawiera w szczególności:

- 1) wykaz systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia, składających się na obiekt jądrowy;
- 2) przyporządkowanie systemów i elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego do poszczególnych klas bezpieczeństwa;
- 3) dokumentację techniczną przedstawiającą fizyczne położenie systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia w obrębie obiektu jądrowego.

Jak wynika z powyższego, Prezes PAA zatwierdza klasyfikację systemów, elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego. W *Programie PEJ* Państwowa Agencja Atomistyki (PAA) pełni rolę dozoru jądrowego.

W działania związane z zapewnieniem bezpieczeństwa jądrowego w zakresie stosowania odpowiednich norm w procesie budowy elektrowni oprócz Państwowej Agencji Atomistyki jest również zaangażowany Urząd Dozoru Technicznego (UDT). Wynika to z treści rozporządzenia Ministra Rozwoju z 20 maja 2016 roku w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego dla urządzeń technicznych lub urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej (Dz. U. z 2016 r., poz. 909). Przedmiotowe rozporządzenie określa warunki techniczne dozoru technicznego w zakresie: projektowania, materiałów i elementów stosowanych do wytwarzania, naprawy lub modernizacji, wytwarzania, eksploatacji, naprawy i modernizacji, likwidacji – dla urządzeń technicznych lub urządzeń EJ.

W wyżej wymienionym rozporządzeniu zwraca się szczególną uwagę na klasyfikacje bezpieczeństwa, które określone są w ustawie – Prawo atomowe i stanowią one podstawę zróżnicowania warunków technicznych dla urządzeń EJ. Tak więc dla urządzeń EJ należących do odpowiedniej klasy bezpieczeństwa stosuje się wymagania techniczne określone w dokumentach odniesienia mających zastosowanie do tych urządzeń, jeśli przepisy rozporządzenia nie stanowią inaczej. Natomiast do urządzeń EJ, dla których nie określono klasy bezpieczeństwa, stosuje się wymagania zawarte w normach technicznych właściwych dla danych urządzeń oraz w innych specyfikacjach technicznych dotyczących wymagań projektowych, jeśli przepisy niniejszego rozporządzenia nie stanowią inaczej. Oznacza to, że w przypadku urządzeń należących do odpowiedniej klasy bezpieczeństwa dokumentami odniesienia mogą być w przypadku technologii amerykańskiej normy ASME, a koreańskiej normy KEPIC. W związku z brakiem odpowiednich przepisów dotyczących systemu zapewnienia jakości oraz norm dla energetyki jądrowej, stosowany będzie system i normy kraju eksportującego technologię jądrową. Odnośnie do urządzeń energetyki jądrowej, dla których nie określono klasy bezpieczeństwa, stosuje się wymagania zawarte

w normach technicznych właściwych dla danych urządzeń. Obecnie mogą być stosowane Polskie Normy o zasięgu krajowym lub Normy Europejskie EN bądź EN wdrażające Normy Międzynarodowe (EN ISO). Gdyby zastosować ten wymóg do przedsiębiorców europejskich produkujących takie urządzenia, to należałoby stosować EN lub EN ISO. Byłoby to bardzo duże ułatwienie dla polskich producentów ze względu na to, że mogliby stosować normy, które już wcześniej wykorzystywali.

Z powyższego wynika, że zastosowane będą normy kraju eksportera technologii jądrowej, natomiast w pewnym zakresie mogą być również wykorzystywane normy krajowe i Normy Europejskie.

W EJ znajdują się następujące obiekty infrastrukturalne:

- a) wyspa jądrowa (reaktorowa);
- b) wyspa konwencjonalna (turbinowa);
- c) wyprowadzenie mocy;
- d) pozostałe części infrastruktury elektrowni;
- e) budynki administracyjne i otoczenie elektrowni.

Największe wymagania będą skierowane dla przedsiębiorców, którzy zamierzają uczestniczyć w budowie wyspy reaktorowej. Bez względu na to, czy podmiot świadczy usługi, czy dostarcza produkty i technologie, niezbędne jest posiadanie norm przeznaczonych dla energetyki jądrowej. Ogólnymi normami w tym obszarze są: ISO 19443:2018 *Quality management systems – Specific requirements for the application of ISO 9001:2015 by organizations in the supply chain of the nuclear energy sector supplying products and services important to nuclear safety (ITNS)* (wprowadzona jako PN-EN ISO 19443:2023-01 *Systemy zarządzania jakością – Szczególne wymagania dotyczące stosowania ISO 9001:2015 przez organizacje w łańcuchu dostaw sektora energii jądrowej dostarczającego produkty i usługi ważne dla bezpieczeństwa jądrowego (ITNS)*) i ASME NQA-1 *Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications* oraz także pewne inne sekcje, w tym niejądrowe, takie jak – Section II (*Materials*) – Section III (*Nuclear Facility Components*) – Section V (*Non-Destructive Examination*) – Section VIII, Div. 1, 2 & 3 (*Pressure Vessels*) – Section IX (*Welding and Brazing Qualifications*) – Section XI (*Rules for in-service Inspection of NPP Components*).

Dużym wyzwaniem dla krajowych przedsiębiorstw może być również spełnienie testów sejsmicznych, które z uwagi na małą aktywność sejsmiczną w tym obszarze geograficznym w większości branż nie są w Polsce wymagane.

W przypadku testowania i certyfikowania swoich produktów za granicą przedsiębiorcy będą zmuszeni do poniesienia znaczących kosztów finansowych. Bariera jest także wymóg posiadania doświadczenia w realizacji projektów z zakresu energetyki jądrowej, szczególnie w przypadku dostarczania istotnych elementów wyposażenia bądź prac w budynku reaktora.



Rys. 3. Wybrane dokumenty związane z energetyką jądrową w kontekście normalizacji i zapewnienia jakości.

Fig. 3. Selected documentation related to nuclear energy in the context of standardization and quality assurance.

Formalna certyfikacja polskich przedsiębiorstw uczestniczących w projekcie będzie stosowana przez UDT, który prowadzi działania w ramach oceny zgodności, certyfikacji i ekspertyz technicznych jako UDT-CERT. Szczegółowe wymagania dotyczące stosowania normy ISO 9001:2015 przez organizacje w łańcuchu dostaw sektora energetyki jądrowej, dostarczające produkty i usługi ważne dla bezpieczeństwa jądrowego, znajdują się w dokumencie UDT pod nazwą Program certyfikacji systemów zarządzania jakością zgodnych z normą ISO 19443. Dla organizacji, które uczestniczą w łańcuchu dostaw dla sektora energetyki jądrowej przeznaczona jest norma ISO 19433:2018. Oprócz wymagań normy ISO 9001:2015 zawarto również dodatkowe wymagania specyficzne w sektorze jądrowym, w tym kulturę bezpieczeństwa (*nuclear safety culture*), określanie działań i elementów ważnych dla bezpieczeństwa jądrowego oraz stopniowane podejście (*graded approach*) przy określeniu wymagań jakościowych. W ISO 19433:2018 określono wymagania dotyczące systemów zarządzania jakością dla organizacji dostarczających urządzenia, materiały, systemy i usługi dla obiektów jądrowych. Norma ta dotyczy różnych instytucji niezależnie od rodzaju i wielkości [9].

Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA) w zakresie systemów zapewnienia jakości opracowała dokument, w którym podane są ogólne wymagania bezpieczeństwa GSR (*General Safety Requirements*), Part 2 *Leadership and Management for Safety* [10]. Wymagania te stanowią dla poszczególnych krajów lub organizacji międzynarodowych podstawę do opracowania własnych norm, przepisów lub zaleceń, które dotyczą zarówno firm produkujących urządzenia i świadczących usługi w zakresie energetyki jądrowej, jak i operatorów obiektów jądrowych. Choć statut MAEA, ustanowiony po II wojnie światowej, umożliwia wydawanie zaleceń dotyczących pokojowego wykorzystania technologii jądrowych, mających zastosowanie do wszystkich krajów sygnatariuszy, pozostają one

zaleceniami niewiązującymi. Każdy kraj ustanawia swój system legislacyjny do obsługi obiektów jądrowych, przede wszystkim z odpowiadającym za zapewnienie wymagań i kontroli bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej właściwym urzędem dozoru jądrowego, który będzie egzekwować przepisy krajowe. Przepisy te tworzone są zwykle, w szczególności w zakresie systemów zarządzania i zapewnienia jakości, z uwzględnieniem wymagań międzynarodowych. Przykłady publikacji zawierających takie wymagania, związane z energetyką jądrową w kontekście normalizacji i zapewnienia jakości zostały zaprezentowane na rysunku 3.

Powszechnym podejściem jest żądanie wstępnego raportu z analizy bezpieczeństwa PSAR (*Preliminary Safety Analysis Report*), spełniającego cele przepisów prawa. W polskim prawie kwestie te reguluje Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 roku w sprawie zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa przeprowadzanych przed wystąpieniem z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego, oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego. Treść PSAR musi wykazywać osiągnięcie celów bezpieczeństwa, w szczególności poprzez wybory techniczne. Przykładem może być wybór odpowiednich materiałów zapewniających zapobieganie pęknięciom w pewnej liczbie możliwych do przewidzenia sytuacji incydentalnych (przypadkowych), nieumyślnych lub wyjątkowych, oraz przy normalnej eksploatacji EJ.

Podsumowanie

Funkcjonujący w Polsce od 2002 roku system normalizacji dobrowolnej umożliwia wszystkim zainteresowanym współuczestniczenie w opracowywaniu norm i dokumentów normalizacyjnych we wszystkich obszarach tematycznych, w jakich działania normalizacyjne są prowadzone.

Dla wielu ekspertów jest to szansa na pełne zaangażowanie bezpośrednio w pracę nad treścią przyszłych dokumentów technicznych nie tylko na szczeblu krajowym, ale także na aktywny udział we wpływaniu na postanowienia norm na poziomie europejskim i międzynarodowym. To możliwość wprowadzania własnych pomysłów i rozwiązań, które przy akceptacji innych stron mogą się stać normami. Wprowadzanie Norm Europejskich i Norm Międzynarodowych w obszarze energetyki jądrowej, jako Polskich Norm, to zwiększanie dostępu do narzędzi, z których można korzystać, by podnosić poziom bezpieczeństwa, zwiększać wydajność i ulepszać zarządzanie ryzykiem, z jednoczesnym działaniem w sposób bardziej efektywny.

Konieczna jest współpraca z dostawcami technologii jądrowych w celu stworzenia katalogu wymagań technicznych i certyfikacyjnych, w którym zainteresowane firmy będą mogły zweryfikować wymagania swojej działalności oraz oszacować czas i koszty niezbędne do dostosowania produktów i systemów zarządzania jakością do wymagań tych dostawców [11].

Wprowadzenie obligatoryjności stosowania norm i procedur badawczych kraju eksportującego technologię jądrową, które nie są w Polsce stosowane, może być dużym utrudnieniem. Podstawą do uzyskania akredytacji jest posiadanie doświadczenia w przeprowadzeniu takich badań. Natomiast instytuty badawcze oraz akredytowane jednostki obecnie nie realizują zadań zgodnie z procedurami amerykańskimi, w związku z tym nie posiadają akredytacji w zakresie tych norm. Istnieje ok. 200 norm ASTM (Amerykańskie Stowarzyszenie Badań i Materiałów ASTM, ang. *American Society for Testing and Materials*), które w wersji krajowej należy wdrożyć i przygotować do ich stosowania laboratoria akredytowane

prowadzące testy oraz ekspertyzy. Czasami są to rzadkie działania i żaden z przedsiębiorców takich laboratoriów nie zorganizuje i nie utrzyma w ciągłej gotowości.

Warto w tym przypadku skorzystać z krajowych laboratoriów instytutów badawczych na prowadzenie zarówno badań, jak i testów zleczanych przez przemysł. Jeśli polscy przedsiębiorcy będą musieli wdrożyć i stosować normy ASTM oraz korzystać z zagranicznych akredytowanych laboratoriów [12], może się to okazać bardzo czasochłonne i kosztowne, a w efekcie może pogorszyć wynik ekonomiczny projektu oraz ograniczyć jego wpływ na rozwój technologiczny kraju.

Niniejszy artykuł powstał częściowo na potrzeby projektu „Plan dekarbonizacji krajowej energetyki zawodowej na drodze modernizacji z wykorzystaniem reaktorów jądrowych”, finansowanego przez Narodowe Centrum Badań i Rozwoju w ramach programu „Społeczny i gospodarczy rozwój Polski w warunkach globalizujących się rynków” GOSPOSTRATEG (Umowa nr: Gospostrateg VI/0032/2021-00 z dn.15.03.2022 r.).

Notka o autorach

Marta Krejpowicz – mgr inż. technologii drewna, absolwentka Wydziału Technologii Drewna Szkoły Głównej Gospodarstwa Wiejskiego w Warszawie. Kierownik Sektora Zagadnień Podstawowych i Systemów Zarządzania oraz Sektora Zdrowia, Środowiska i Medycyny Polskiego Komitetu Normalizacyjnego.

Krzysztof Madaj – mgr inż. technologii chemicznej, absolwent Wydziału Technologii i Inżynierii Chemicznej Akademii Techniczno-Rolniczej w Bydgoszczy. Ukończył studia podyplomowe w zakresie Public Relations na Akademii Leona Koźmińskiego w Warszawie oraz Executive Master of Business Administration w Szkole Głównej Menedżerskiej w Warszawie organizowanej w partnerstwie z Apsley Business School w Londynie.

Literatura

1. <https://stat.gov.pl/obszary-tematyczne/srodowisko-energia/energia/energia-2022,1,10.html>
2. <https://www.gov.pl/web/polski-atom/program-polskiej-energetyki-jadrowej>
3. <https://www.gov.pl/web/premier/uchwala-w-sprawie-budowy-wielkoskalowych-elektrowni-jadrowych-w-rzeczypospolitej-polskiej>
4. <https://ppej.pl/>
5. PN-EN 45020:2009 Normalizacja i dziedziny związane. Terminologia ogólna.
6. <https://www.pkn.pl/>
7. Ustawa z dn. 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (Dz. U. z 2021 poz. 1941), ze zm. Dz. U. z 2022 r. poz. 974.
8. www.paa.gov.pl
9. www.udt.gov.pl
10. Leadership and Management for Safety. IAEA Safety Standards. General Safety Requirements No. GSR Part 2. IAEA, Vienna, 2016.
11. Raport: Łańcuch wartości energetyki jądrowej w Polsce, styczeń 2023.
12. NEA. Working Group on Codes and Standards (WGCS); https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_25807/working-group-on-codes-and-standards-wgcs

Ochrona czy obrona obiektów jądrowych – przyczynek do dyskusji

Nuclear facilities, protection or defence – contribution to the discussion

Krzysztof Król^a, Krystyna Koza^b

^a Ośrodek Radioizotopów POLATOM. Narodowe Centrum Badań Jądrowych

^b Centralna Biblioteka Wojskowa im. Marszałka Józefa Piłsudskiego

Streszczenie: Tocząca się za naszą wschodnią granicą pełno-skalowa wojna wpłynęła na wiele dziedzin życia w Polsce. Działania zbrojne Rosji, w tym zajęcie i militarne wykorzystanie ukraińskich obiektów jądrowych zmuszają do podjęcia dyskusji na temat kwestii bezpieczeństwa infrastruktury krytycznej. Wprowadzając do dyskursu kwestie obrony cywilnych obiektów jądrowych autorzy odwołują się również do historycznych ataków na infrastrukturę jądrową. Sugerują konieczność przededefiniowania podejścia do bezpieczeństwa obiektów jądrowych, rozszerzając jego ochronny zakres o obronę z użyciem komponentu militarnego. Postulują także traktowanie tych obiektów na równi z wstępnie rozmieszczoną bronią jądrową, która w przypadku zniszczenia może skutkować skażeniem promieniotwórczym dużych obszarów.

Słowa kluczowe: Bezpieczeństwo radiologiczne, bezpieczeństwo narodowe, infrastruktura krytyczna, obiekty jądrowe, wojna na Ukrainie, ochrona, obrona.

Abstract: *The ongoing full-scale war unfolding beyond the Polish eastern border has impacted various aspects of life in Poland. Russia's military actions, including the occupation and military utilization of Ukrainian nuclear facilities, necessitate a discussion on the issue of critical infrastructure security. By introducing the defence of civilian nuclear facilities into the discourse, the authors also refer to historical attacks on nuclear infrastructure. They suggest the need to redefine the approach to nuclear facility security by expanding its protective scope to include defence using military components. They also advocate for treating these facilities on par with pre-deployed nuclear weapons, as their destruction could result in radioactive contamination over large areas.*

Keywords: *Radiological safety, national security, critical infrastructure, nuclear facilities, war in Ukraine, protection, defence.*

Wprowadzenie

Tocząca się od 24 lutego 2022 roku wojna Rosji z Ukrainą wpłynęła na wiele dziedzin życia w Europie. Jednym z jej skutków, widocznych już teraz, jest przełamanie tabu, jakim do tej pory zdawała się nienaruszalność cywilnych obiektów jądrowych. Dotychczas traktowano je przede wszystkim jako element infrastruktury krytycznej, podlegający wyłącznie ochronie.¹ Jednakże działania podjęte przez Rosję na terenie ukraińskich obiektów jądrowych sprawiają, że konieczna staje się redefinicja dotychczasowych założeń.

Zgodnie z artykułem 56 protokołu dodatkowego do konwencji genewskich z 12 sierpnia 1949 roku, dotyczącego ochrony ofiar międzynarodowych konfliktów zbrojnych, *elektrownie jądrowe, nie mogą być przedmiotem ataków, choćby stanowiły cele wojskowe, jeżeli takie ataki mogą [...] wywołać poważne straty wśród ludności cywilnej. Inne cele wojskowe znajdujące się na takich budowlach lub urządzeniach albo w ich pobliżu nie powinny być przedmiotem ataków, jeżeli takie ataki mogą spowodować wyzwolenie niebezpiecznych sił i wskutek tego wywołać poważne straty wśród ludności cywilnej* [1]. Jednakże z zastrzeżeniem, że szczególna ochrona elektrowni jądrowych może ustać,

¹ W Polsce, zgodnie z ustawą o zarządzaniu kryzysowym, infrastruktura krytyczna to systemy oraz wchodzące w ich skład powiązane ze sobą funkcjonalnie obiekty, w tym obiekty budowlane, urządzenia, instalacje, usługi kluczowe dla bezpieczeństwa państwa i jego obywateli oraz służące zapewnieniu sprawnego funkcjonowania administracji publicznej, a także instytucji i przedsiębiorców. (Dz.U.2022.261 – tekst jednolity). Za system „produkcji, składowania, przechowywania i stosowania substancji chemicznych i promieniotwórczych, w tym rurociągi substancji niebezpiecznych” odpowiada minister właściwy ds. klimatu. Por. Narodowy Program Ochrony Infrastruktury Krytycznej 2020.

jeżeli dostarczają one prądu elektrycznego do regularnego, istotnego i bezpośredniego wsparcia operacji wojskowych oraz jeżeli takie ataki są jedynym możliwym środkiem do spowodowania ustania takiego wsparcia.

Należy podkreślić, że protokół ten – chociaż podpisany – nie został nigdy ratyfikowany przez takie państwa jak: Iran, Pakistan, czy nawet Stany Zjednoczone. Inne, jak Andora, Turcja, Izrael, Azerbejdżan, Indie, Sri Lanka, Nepal, Bhutan, Birma, Tajlandia, Malezja, Singapur, Indonezja, Papua Nowa Gwinea, Wyspy Marshalla, Kiribati, Tuvalu, Niue, Erytrea oraz Somalia, nigdy go nie podpisały. Rosja natomiast wycofała się 23 października 2019 roku [2].

Pojawiają się głosy, jakoby Waszyngton miał potępić Moskwę za ataki na Zaporoską Elektrownię Jądrową. Byłoby to dość niezręcznym posunięciem, zważywszy na zapisy zawarte w podręczniku Pentagonu z zakresu prawa wojennego [3]. Podręcznik ten pozwala dowódcom wojskowym USA atakować elektrownie jądrowe (dalej EJ), jeśli uznają to za „ważne” z militarne punktu widzenia. W szczególności zakłada on, że EJ lub obiekty produkujące broń masowego rażenia mogą stanowić cele wojskowe. Powodami ataku mogą być: zasilanie źródeł wojskowych, użycie danego obiektu w celu uszkodzenia czy zniszczenia innych sił zbrojnych bądź w celu utrudnienia ruchu lub wsparcia działań ofensywnych sił amerykańskich i sojuszniczych.

Rys historyczny. Ataki na infrastrukturę jądrową na Bliskim Wschodzie

Ataki na instalacje jądrowe nie są oczywiście novum wynalezionym przez Rosję. Dochodziło do nich już w przeszłości. Pierwsza militarna operacja bombardowania reaktora jądrowego miała miejsce 30 września 1980 roku, kiedy to irańskie samoloty F-4 Phantom podjęły próbę zniszczenia irackiego reaktora jądrowego Tammuz (znanego również pod nazwą Osirac). Celem operacji było powstrzymanie rozwoju irackiego programu budowy broni jądrowej i raczej należy ją uznać za nieskuteczną. Spośród dwunastu zrzuconych bomb typu Mark-82 tylko dwie osiągnęły cel (jedna zniszczyła laboratorium, a druga pomieszczenia administracyjne [4]). Kolejną próbą zatrzymania irackiego programu jądrowego była izraelska operacja „Babilon”². 7 czerwca 1981 roku izraelskie samoloty F-16 Fighting Falcon dokonały bombardowania tego obiektu, cięższymi, prawie jednotonowymi bombami typu Mark-84. W wyniku tej operacji zniszczono część budynku reaktora wraz z pomieszczeniami sterowni, laboratoria (w tym te z komorami gorącymi) oraz część budynków towarzyszących. Śmierć poniosło kilkanaście osób, w tym jeden obywatel Francji. Ze względu na to, iż reaktor był dopiero w fazie rozruchu, nie doszło do skażenia na większą skalę [5]. Kompleks Tammuz/Osirac został całko-

wicie zniszczony dopiero w 1991 roku przez amerykańskie lotnictwo podczas wojny w Zatoce Perskiej [6]. Znajdujący się na jego terenie reaktor, pomimo prób, nie został uruchomiony przed jego całkowitym zniszczeniem.

W latach w latach 1984–1987, miały miejsce wielokrotne ataki irackiego lotnictwa na budowaną w Iranie elektrownię jądrową EJ Bushehr. W Iranie doszło też do pierwszego, oficjalnie odnotowanego, ataku cybernetycznego. Nastąpił on w 2010 roku. Strona atakująca nie została jednoznacznie wskazana, choć padały sugestie w kwestii udziału w tym procederze czynnika izraelskiego oraz amerykańskiego. W odróżnieniu od wcześniejszego przypadku cyberataku, jaki miał miejsce w Estonii, tutaj nie było mowy o blokowaniu usług czy systemów komputerowych. Cyberatak na Iran był ukierunkowany na konkretne lokalizacje geograficzne, w tym przypadku kompleksy nuklearne w Bushehr i Natanz. Dokonano tego za pomocą najnowszej na owe czasy cyberbroni – specjalnego wirusa. Stuxnet [7], bo o nim mowa, został stworzony jako broń do fizycznego niszczenia urządzeń technicznych. Atak miał zniszczyć irańskie instalacje nuklearne, nie dokonując fizycznych zniszczeń w innych krajach. Stuxnet został zaprojektowany tak, aby przejąć kontrolę nad sterownikami PLC Siemens konkretnego typu, w specyficznych jego wersjach oraz pod warunkiem wykorzystywania przez atakowanego odpowiednich wersji systemów operacyjnych oraz SCADA. Tak skierowany wirus, chociaż zaraził wiele komputerów w Indonezji, Indiach, Pakistanie czy nawet w Chinach, swoich zniszczeń dokonał wyłącznie w Iranie.

Ataki, które miały miejsce na Bliskim Wschodzie, były związane z powstrzymaniem proliferacji broni masowego rażenia. Były one wynikiem chęci powstrzymania, bądź spowolnienia programów budowy broni jądrowej. Autor w żadnym stopniu nie ma zamiaru usprawiedliwiać tych operacji, twierdzi wręcz, że takie podstępowanie jest niedopuszczalne oraz karygodne. Zarówno Irańczycy, Izraelicy, jak i Irakijczycy wzajemnie niszczyli sąsiednią infrastrukturę jądrową jeszcze podczas jej budowy. Atak cybernetyczny również miał za zadanie bezpowrotne zniszczenie urządzeń, bez wywoływania skażenia radiologicznego.

Ataki na infrastrukturę jądrową na Ukrainie

W 2014 roku Rosja napadła na Ukrainę, zajmując przy tym Krym oraz część terenów leżących na wschodzie kraju: Doniecczynę i Ługańszczyznę. 24 lutego 2022 roku doszło do eskalacji działań militarnych, kiedy to Rosja zdecydowała się na pełno-skalowy atak.

24 lutego Rosjanie, zajmując czarnobylską strefę wykluczenia, zajęli likwidowaną elektrownię w Czarnobylu [8], biorąc tym samym przebywających tam ludzi w niewolę, jako zakładników [9].

² Niektóre źródła podają nazwę kodową operacji jako „Operacja Opera”.



Fot. 1. Rosyjski czołg na terenie Czarnobylskiej Elektrowni Jądrowej zajętej przez Rosjan. ([źródło: Klatka z materiału video Kanał Youtube USA TODAY

(źródło: <https://www.youtube.com/watch?v=w23ltR8S3P0&t=13s>, dostęp 15.03.2023).

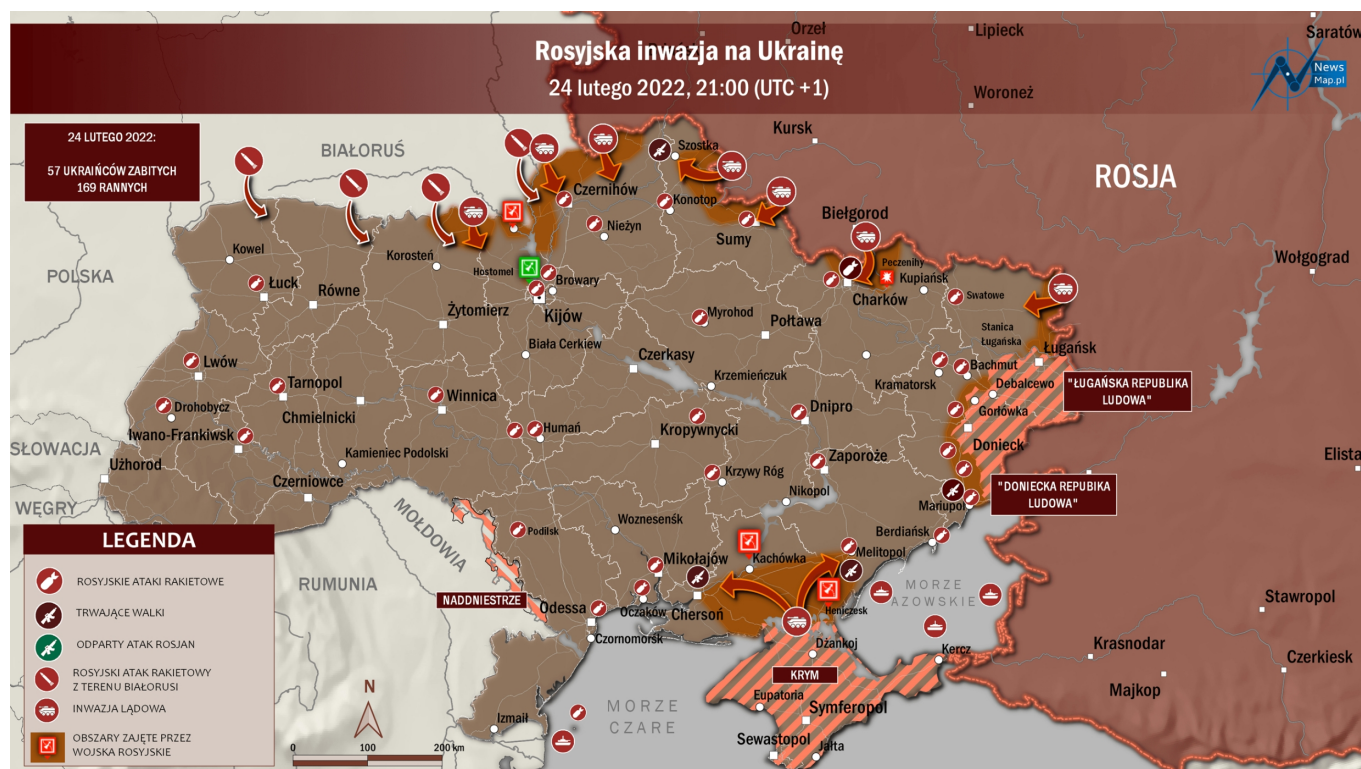
Fig. 1. A Russian tank at the Russian-occupied site of the Chernobyl Nuclear Power Plant.

Zajęcie terytorium czarnobylskiej strefy wykluczenia oraz mieszczącej się na jej terenie wyłączonej z eksploatacji elektrowni jądrowej miało charakter taktyczny: umożliwiło wojskom rosyjskim atak na Kijów z terytorium Białorusi.

Dopiero 20 marca 2022 roku Rosjanie zezwolili na częściową rotację pracowników. W wyniku działań wojennych elektrownia została czasowo odcięta od dostaw energii elektrycznej, co – jak podawali Ukraińcy – mogło doprowadzić do skażenia radioaktywnego. To ostatnie

było wyłącznie elementem wojny informacyjnej ze strony Ukrainy. Akurat w przypadku likwidowanej EJ w Czarnobylu, nie było takiego zagrożenia, co potwierdzało wielu ekspertów w dziedzinie bezpieczeństwa radiologicznego. Istniało natomiast zagrożenie wywiezienia części pozostałych na terenie EJ materiałów promieniotwórczych w niekontrolowany sposób, bądź w przypadku nasilenia działań wojennych uszkodzenia „ARKI” – sarkofagu, pod którym znajduje się zniszczony w 1986 roku reaktor nr 4, ale o tym w dalszej części. Większym zagrożeniem było natomiast działanie Rosjan polegające na operowaniu statkami powietrznymi bezpośrednio nad EJ, co miało uniemożliwić, w obawie przed katastrofą nuklearną, podejmowanie walki z nimi przez broniącą się stronę ukraińską. W Czarnobylu Rosjanie rozmieścili tymczasowe stanowisko dowodzenia 38. Brygady Zmechanizowanej oraz wysuniętego dowództwa 35. Armii Ogólnowojskowej ze Wschodniego Okręgu Wojskowego. Zorganizowanie przez Rosjan składu amunicji w pobliżu EJ miało wykluczyć możliwość ostrzeliwania tego miejsca przez ukraińskich obrońców [10].

31 marca 2022 roku Rosjanie opuścili terytorium elektrowni w Czarnobylu. Urządzenia na terenie likwidowanej elektrowni jądrowej funkcjonowały normalnie, w tym system dozymetrycznego monitoringu poziomu promieniowania, sarkofag oraz przechowalniki wypalonego paliwa jądrowego. Rozkradzony został za to sprzęt pomocniczy, komputerowy oraz zapasy części zamiennych³.



Fot. 2. Rosyjska inwazja na Ukrainę 24 lutego 2023 roku.

(źródło: News Map.pl <https://newsmap.pl/rosyjska-inwazja-na-ukraine-24-lutego-2022-mapy>, dostęp 15.03.2023).

Fig. 2. Russian invasion of Ukraine on February 24, 2023.

³ Było to m.in. 698 komputerów, 344 pojazdy, 1,5 tys. dozymetrów, instalacje ppoż (w tym gaśnice). Por. [11].



Fot. 3. Misja Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej dokonuje inspekcji zniszczeń dokonanych przez Rosjan podczas inwazji na Ukrainę w Zaporoskiej Elektrowni Jądrowej (źródło: IAEA Imagebank Photo Credit: Fredrik Dahl / IAEA, https://www.flickr.com/photos/iaea_imagebank/52339383057/, dostęp 15.03.2023).

Fig. 3. International Atomic Energy Agency mission inspects damage done by Russians during the invasion of Ukraine at the Zaporizhzhya Nuclear Power Plant.

W nocy z 3 na 4 marca 2022 roku wojska rosyjskie ostrzelały EJ w Zaporozżu, w wyniku czego doszło do pożaru budynku szkoleniowego mieszczącego się na jej terenie [12]. Przed wojną elektrownia ta produkowała najwięcej energii spośród wszystkich europejskich elektrowni.

Tego samego dnia Ołeksandr Starukh, szef Zaporoskiej Obwodowej Administracji Państwowej, poinformował, że EJ w Zaporozżu została przejęta przez rosyjskich okupantów [13]. Po jej zdobyciu przez wojska rosyjskie na tym terenie oraz w obszarze bezpośrednio przylegającym do elektrowni, rozlokowano blisko pół tysiąca żołnierzy oraz przynajmniej 50 pojazdów bojowych. Od czasu zajęcia Zaporoskiej Elektrowni Jądrowej dochodziło do szeregu incydentów związanych z naruszeniem bezpieczeństwa radiologicznego, m.in. wielokrotnie niszczone linie zapewniające awaryjne zasilanie reaktorów na wypadek ich wyłączenia 25 sierpnia 2022 roku doszło nawet do całkowitego odcięcia EJ od źródeł zewnętrznego zasilania. Połączenia EJ z ukraińską siecią elektroenergetyczną, niszczone najprawdopodobniej przez Rosjan w wyniku działań wojennych, były wielokrotnie remontowane.

26 kwietnia 2022 roku, w 36. rocznicę katastrofy w Czarnobylu, Rosjanie wystrzelili pociski, które przeleciały nad trzema ukraińskimi EJ [14].

Tego typu zdarzenia świadczą o zbyt lekkomyślnym podejściu Rosjan do zagadnienia światowego bezpieczeństwa radiologicznego. Działania polegające na ostrzale EJ niszczeniu części infrastruktury towarzyszącej czy linii zasilających świadczą o tym, że Rosjanie traktują bezpieczeństwo radiologiczne na równi z energetycznym jako broń polityczną, psychologiczną czy kinetyczną, zarządzając przy tym w pełni szczeblami drabiny eskalacyjnej.

Po bezprecedensowym zajęciu przez Rosję ukraińskich EJ najpierw Czarnobylskiej, a następnie Zaporoskiej Elektrowni Jądrowej powinna się zmienić optyka państw w zakresie podejścia do obrony infrastruktury krytycznej, jaką są obiekty jądrowe oraz zakłady przetwórstwa radioizotopowego. Do tej pory mówiło się o ochronie infrastruktury krytycznej, koncentrującej się na działaniach kontrterrorystycznych. Nikt nie podejrzewał, że jakiegokolwiek państwo poważy się użyć obiektu jądrowego jako broni radiologicznej. Aktualnie taka sytuacja nie jest już wyłącznie czarną wizją defetysty.

Aktualne rosyjskie wielopłaszczyznowe działania związane z cywilnymi obiektami jądrowymi mają charakter hybrydowy, ukierunkowany w szczególności na energetyczną infrastrukturę krytyczną oraz stanowią element wojny psychologicznej.

Nowa rzeczywistość

Biorąc pod uwagę dotychczasowe działania wojenne, należy skupić się szczególnie na poczynaniach wojsk rosyjskich na terenie zajętych cywilnych obiektów jądrowych. Podobnie jak podczas działań terrorystycznych, tego typu obiekty są aktualnie wykorzystywane jako tarcza ochronna dla okupantów. Standardem stało się używanie obiektów infrastruktury krytycznej jako miejsca dyslokacji stanowisk dowodzenia, baz wypadowych, składów amunicji i sprzętu wojskowego oraz, jak pokazuje przypadek Zaporoskiej Elektrowni Jądrowej w Enerhodarze, nawet stanowisk artyleryjskich. Rosjanie nie tylko zajęli elektrownię na Zaporozżu i przejęli jej działalność, ale z jej terenu prowadzili ostrzał ukraińskich pozycji.

Analizując ataki Rosji na ukraińskie EJ, należy skupić się na środkach, jakie będą potrzebne, aby w przyszłości radzić sobie z operacjami wojskowymi prowadzonymi przeciwko obiektom jądrowym oraz implikacjach ataków wojskowych na cywilne obiekty nuklearne oraz ich zajęcia. Należy podkreślić, że już na etapie projektowania nowych obiektów wskazane jest przystosowanie ich na okoliczność ochrony oraz obrony przed działaniami wrogich wojsk. Niektóre kraje już podjęły bądź podejmują stosowne kroki.

Białoruś

Już w 2018 roku gen. dyw. Igor Golub, dowódca Sił Powietrznych i Obrony Powietrznej Sił Zbrojnych Białorusi, ogłosił rozmieszczenie systemu obrony przeciwlotniczej ziemia-powietrze (baterii Tor-M2 SAM), która ma za zadanie obronę białoruskiej EJ oraz przestrzeni powietrznej na północnym zachodzie kraju. System TOR-M2 jest przeznaczony do niszczenia samolotów, śmigłowców, pocisków kierowanych oraz innych elementów broni precyzyjnej, latających na średnich, małych i bardzo małych wysokościach. Może on być montowany na podwoziu kołowym lub gąsienicowym [15].

Japonia

Premier Fumio Kishida w marcu 2022 roku podczas posiedzenia Komisji Budżetowej Izby Wyższej, ogłosił potrzebę powołania nowej, wyspecjalizowanej, formacji policji odpowiedzialnej za ochronę oraz obronę krajowych EJ [16]. Atak oraz zajęcie przez Rosję ukraińskich EJ wywołało w Japonii refleksję nad wrażliwością floty jądrowej w sytuacji konfliktów militarnych. Gubernator prefektury Fukui, która to dysponuje największą liczbą reaktorów jądrowych w kraju, Tatsuji Sugimoto wezwał w tym samym miesiącu do rozmieszczenia Sił Samoobrony w pobliżu wszystkich obiektów jądrowych, zarówno tych, które działają, jak i tych, które są w likwidacji. Dodatkowo rozpoczęto prace nad wielowarstwową obroną obiektów jądrowych poprzez instalacje przeciwrakietowe.

Polska

Poczynając od uruchomionego 14 czerwca 1958 roku reaktora EWA, poprzez reaktor ANNA, zestaw podkrytyczny HELENA, reaktory MARYLA, AGATA i PANNA, zakończywszy na reaktorze MARIA, w Polsce od wielu lat eksploatowaliśmy badawcze reaktory jądrowe, z których obecnie jedynie MARIA pozostaje w eksploatacji. Ma ona wprawdzie znacznie mniejszą moc w porównaniu z reaktorami energetycznymi, eksploatowanymi w ukraińskich elektrowniach jądrowych, jednakże po pierwsze, reaktor MARIA jest pod względem wielkości mocy podobny do reaktora w Iraku, o którym była mowa wyżej, a po drugie zamierzamy przystąpić do budowy w naszym kraju elektrowni jądrowych.

W 2010 roku uruchomiony został Program Polskiej Energetyki Jądrowej (dalej PPEJ). Program ten w głównej mierze przedstawia zakres działań, jakie powinny zostać podjęte, aby zaistniała możliwość wdrożenia energetyki jądrowej w Polsce. Nadrzędnym celem PPEJ jest wdrożenie energetyki jądrowej, co przyczyni się do zapewnienia dostaw niskoemisyjnej energii elektrycznej. Podczas kompleksowej budowy infrastruktury technicznej niezbędnej do uruchomienia pierwszej EJ należy zwrócić szczególną uwagę na zagadnienia ochrony oraz ewentualnej obrony tych obiektów.

Zakończenie

Obiekty infrastruktury krytycznej, w szczególności obiekty jądrowe, mogą być celem ataków terrorystycznych, bądź wrogich wojsk. Atak taki może zostać przeprowadzony np. w celu wywołania skażenia danego obszaru w wyniku katastrofy jądrowej. W związku z niebezpieczeństwem ataków obiekty takie muszą być chronione oraz bronione. Wszystkie obiekty jądrowe wymagają ochrony, jednakże ze względów propagandowych to reaktory jądrowe są potencjalnie najbardziej narażone na próbę ich przejęcia bądź zniszczenia.

Amerykański urząd dozoru jądrowego US NRC (*Nuclear Regulatory Commission*) – dokonał analizy 16 najpoważniejszych w skutkach awarii jądrowych, w wyniku czego wyznaczył dwie najbardziej prawdopodobne ich przyczyny: utrata możliwości chłodzenia reaktora oraz właśnie utrata dostępności do wnętrza budynku reaktora. Biorąc to pod uwagę, w planach ochrony obiektów jądrowych, w szczególności reaktorów jądrowych, należy położyć nacisk na takie aspekty, jak:

- próba wrogiego zajęcia obiektu jądrowego,
- atak na infrastrukturę zapewniającą energię elektryczną dla reaktora,
- atak na system chłodzenia reaktora.

Aby zabezpieczyć obiekty jądrowe przed ich przejęciem bądź atakiem, należy chronić cały kompleks, na którego terenie znajduje się ten obiekt. W tym celu należy stosować:

- „inteligentne” ogrodzenia,
- bariery i zapory wjazdów i dróg dojazdowych,
- urządzenia kontroli dostępu i ruchu pieszych,
- kompleksowy system monitoringu wizyjnego oraz elektronicznego,
- zabezpieczenia otworów wentylacyjnych, okiennych i dachowych w budynkach,
- straż obiektową.

Ataki militarne na reaktory jądrowe lub zasilające je linie energetyczne w skrajnym przypadku mogą doprowadzić do sytuacji podobnej, z jaką mieliśmy do czynienia w Fukushima. Po tym, co wydarzyło się w Czarnobylu oraz na Zaporozżu, należy zmienić podejście do cywilnych obiektów jądrowych. Wydaje się, że od chwili obecnej powinny być one postrzegane na równi z wstępnie rozmieszczoną bronią jądrową, która w przypadku zniszczenia może skutkować skażeniem promieniotwórczym dużych obszarów, co sprawia, że decyzja o ataku na tego typu obiekty nie jest niczym innym, jak tylko kwestią taktyki lub teatru działań. W związku z powyższym należy przededefiniować podejście do bezpieczeństwa obiektów jądrowych, rozszerzając jego ochronny zakres o obronę z użyciem komponentu militarnego. W zakresie organizowania procesu programowania pozamilitarnych przygotowań obronnych oraz planowania cywilnego w ramach zarządzania kryzysowego do realizacji zadań obronnych powinno się wziąć pod uwagę wykorzystanie Sił Zbrojnych Rzeczypospolitej Polskiej.

Obiekty, w których wytwarza się, przetwarza, stosuje lub przechowuje materiały jądrowe oraz średnioaktywne i wysokoaktywne odpady lub źródła promieniotwórcze, uważane są za szczególnie ważne dla bezpieczeństwa lub obronności państwa i dlatego powinny być zaliczane do obiektów kategorii I określonych w rozporządzeniu Rady Ministrów w sprawie obiektów szczególnie ważnych dla bezpieczeństwa lub obronności państwa oraz ich szczególnej ochrony [17]. Dlatego też powinny być one objęte szczególną ochroną polegającą na wsparciu Sił

Zbrojnych Rzeczypospolitej Polskiej. Szczególna ochrona obiektów kategorii I jest niezbędna w celu zapewnienia bezpieczeństwa i porządku w rejonie obiektu i zapewnienia jego żywotności poprzez przeciwdziałanie aktom dywersji czy sabotażu oraz ochrony i obrony osób zapewniających funkcjonowanie obiektu oraz infrastruktury i znajdującego się w nim mienia.

W razie ogłoszenia mobilizacji, w czasie wojny oraz w przypadku wprowadzenia stanu wyjątkowego na całym terytorium Rzeczypospolitej Polskiej wewnętrznym służbom ochrony nadaje się przydziały organizacyjno-mobilizacyjne lub pracownicze przydziały mobilizacyjne, a jednostki organizacyjne wykonujące zadania na rzecz obronności lub bezpieczeństwa państwa podlegają militaryzacji.

Biorąc pod uwagę powyższe straż obiektowa, będąca wewnętrzną służbą ochrony, czyli specjalistyczną uzbro-

joną formacją ochronną, tak samo jak służby ratownicze, powinna uczestniczyć w cyklicznych ćwiczeniach obronnych. Dlatego należy poddać analizie możliwości współpracy straży obiektowych z komponentami Sił Zbrojnych RP.

Notka o autorach

Dr inż. Krzysztof Król – od 2012 roku związany z Ośrodkiem Radioizotopów POLATOM NCBJ. Interesuje się zagadnieniami bezpieczeństwa radiologicznego, w szczególności tematyką zarządzania bezpieczeństwem oraz współpracą cywilno-wojskową C IMIC (ang. *Civil-Military Cooperation*) w tym zakresie.

Mgr Krystyna Koza – absolwentka Instytutu Informatyki i Studiów Bibliologicznych UW. Starszy kustosz w Centralnej Bibliotece Wojskowej im. Marszałka Józefa Piłsudskiego w Warszawie. Od 2004 roku związana z nauką informacją wojskową. Zajmuje się zagadnieniami zarządzania informacją i wiedzą, *information literacy* oraz historią wojskowości.

Literatura

1. Protokoły dodatkowe do konwencji genewskich z 12 sierpnia 1949 roku, dotyczący ochrony ofiar międzynarodowych konfliktów zbrojnych (Protokół I) oraz dotyczący ochrony ofiar nie międzynarodowych konfliktów zbrojnych (Protokół II), sporządzone w Genewie dnia 8 czerwca 1977 r. (Dz.U.1992.41.175).
2. International Committee of the Red Cross, International Humanitarian Law Databases, <https://ihl-databases.icrc.org/en/ihl-treaties/api-1977/state-parties?activeTab=1949GCs-APs-and-commentaries> [dostęp 17.03.2023]
3. General Counsel Of The Department Of Defense, The Department of Defense Law of War Manual. Washington, 2016, ss. 270-271.
4. Jaafar J.Z., Al Nuaimi N., The Last Recognition: The Reality of Iraq's Nuclear Program. Centrum Studiów nad Jednością Arabską. Bejrut 2005.
5. Reiter D., Preventive Attacks Against Nuclear Programs And The "Success" At Osiraq. The Nonproliferation Review, 2006, 12(2), s. 355-371. <https://doi.org/10.1080/10736700500379008>
6. Weapons of Mass Destruction (WMD), Osiraq / Tammuz I, <https://www.globalsecurity.org/wmd/world/iraq/osiraq.htm> [dostęp 17.03.2023].
7. Falliere N., Murchu L. O., Chien E., W32.Stuxnet Dossier, Symantec Security Response, 2011. https://archive.org/details/w32_stuxnet_dossier/mode/2up [dostęp 17.03.2023].
8. Marrow A., Russian troops breach area near Chernobyl, adviser to Ukrainian minister says, <https://www.reuters.com/world/europe/russian-troops-breach-area-near-chernobyl-adviser-ukrainian-mini/> [dostęp 12.03.2023]
9. Restuccia A., White House Calls for Release of Any Hostages at Chernobyl Site, <https://www.wsj.com/livecoverage/russia-ukraine-latest-news/card/L8tX4l44nrIyP8qzqWRP> [dostęp 12.03.2023]
10. Wilk A., Żochowski P., Rogoża J., Atak Rosji na Ukrainę – stan po 32 dniach, Analizy. 2022-03-28, Ośrodek Studiów Wschodnich, <https://www.osw.waw.pl/pl/publikacje/analizy/2022-03-28/atak-rosji-na-ukraine-stan-po-32-dniach> [dostęp 14.03.2023]
11. Rosjanie okradli Czarnobyl ze sprzętu wartego 135 mln dolarów, <https://www.rp.pl/swiat/art36443771-rosjanie-okradli-czarnobyl-ze-sprzetu-wartego-135-ml> [dostęp 14.03.2023]
12. Priszczepa J., Obstrili zaporizkoi AES: pozezu vdalosa likviduvati, 4 berezna 2022, 06:50 <https://suspilne.media/213592-obstrili-zaporizkoi-aes-pozezu-vdalosa-likviduvati/> [dostęp 14.03.2023]
13. Maidanèjk zapopiz'koï AES zahoplenij posijs`kimi okupantami – åka situaciå zaraz na stancii, 04.03.2022 09:09, <https://www.5.ua/ukrayina/maidanchyk-zaporizkoi-aes-zakhopleniy-rosiiskymy-okupantamy-iaka.html>, [dostęp 14.03.2023]
14. Wilk A., Żochowski P., Rogoża J., Atak Rosji na Ukrainę – stan po 62 dniach, Analizy. 2022-04-27, Ośrodek Studiów Wschodnich, <https://www.osw.waw.pl/pl/publikacje/analizy/2022-04-27/atak-rosji-na-ukraine-stan-po-62-dniach>, [dostęp 14.03.2023]
15. TOR-M2 Air Defense Missile Systems to Protect Belarus Nuclear Power Plant, Army Recognition, 2018, December 8, https://www.armyrecognition.com/december_2018_global_defense_security_army_news_industry/tor-m2_air_defense_missile_systems_to_protect_belarus_nuclear_power_plant.html, [dostęp 15.03.2023].
16. Johnston E., Japan to Discuss Creating New Police Unit to Guard Nuclear Plants, The Japan Times, March 14 2022, <https://www.japantimes.co.jp/news/2022/03/14/national/nuclear-plant-police-unit/>, [dostęp 15.03.2023].
17. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 21 kwietnia 2022 r. w sprawie obiektów szczególnie ważnych dla bezpieczeństwa lub obronności państwa oraz ich szczególnej ochrony (Dz.U.2022.880).

Biuletyn „Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna” wydawany jest od 1989 r. Do 2013 r. był drukowany i kolportowany (ostatnio w nakładzie 700 egzemplarzy) wśród osób i instytucji zainteresowanych zagadnieniami dozoru nad bezpieczeństwem jądrowym i ochroną radiologiczną. Od 2014 r. biuletyn wydawany jest w nowej, elektronicznej formie. Każdy numer biuletynu zamieszczany jest na stronie internetowej.

Biuletyn „Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna” znajduje się w wykazie czasopism naukowych Ministerstwa Edukacji i Nauki. Kwartalnik wydawany przez PAA otrzymał 40 pkt. w następujących dyscyplinach naukowych:

- nauki o bezpieczeństwie,
- nauki fizyczne,
- nauki chemiczne,
- nauki prawne,
- nauki medyczne.

INFORMACJA DLA AUTORÓW

Wydawca przyjmuje artykuły naukowe, których tematyka jest związana z zapewnieniem i kontrolą bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, w tym również związane z zabezpieczeniem i ochroną fizyczną materiałów jądrowych i obiektów jądrowych, technologiami jądrowymi i technikami radiacyjnymi, fizyką i chemią oraz inżynierią jądrową, naukami prawnymi, geologią i geofizyką czy bezpieczeństwem narodowym.

Każdy artykuł zamieszczony w biuletynie jest recenzowany przez dwóch recenzentów.

ZASADY OGÓLNE

Tekst artykułu powinien prezentować aktualny stan wiedzy na poruszany temat oraz najnowsze dane. Artykuł powinien być podzielony na mniejsze logiczne fragmenty redakcyjne, opatrzone śródtytułami. Artykuł nie może być wcześniej publikowany ani zgłoszony do publikacji w innym czasopiśmie. Wydawca zastrzega sobie prawo nieprzyjęcia artykułu do publikacji, dokonywania skrótów, wprowadzania poprawek stylistycznych i redakcyjnych oraz zmian w tytule artykułu. Autorzy są zobowiązani do współpracy z Wydawcą w całym procesie przygotowywania artykułu do publikacji, w tym do terminowej korekty autorskiej.

ZGŁOSZENIE DZIEŁA

Egzemplarze artykułu wraz z pełnym zestawem ilustracji mogą być przesyłane na adres:

Biuletyn „Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna”

Państwowa Agencja Atomistyki

ul. Nowy Świat 6/12,

00-400 Warszawa, Polska

E-mail: biuletyn@paa.gov.pl

Zachęcamy do przesyłania artykułów drogą elektroniczną na wyżej wskazany adres e-mail. Szczegółowe informacje można uzyskać na stronie internetowej:

<https://www.gov.pl/web/paa/biuletyn-bezpieczenstwo-jadrowe-i-ochrona-radiologiczna>

Państwowa Agencja Atomistyki
ul. Nowy Świat 6/12, 00-400 Warszawa
www.gov.pl/web/paa