



PAŃSTWOWA
AGENCJA
ATOMISTYKI

e-ISSN 2353-9062
ISSN 0867-4752

BIULETYN

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA



3 (137) 2025

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

Maciej JURKOWSKI – redaktor naczelny

Elżbieta ZALEWSKA – redaktor prowadzący

Marek WOŹNIAK – redaktor techniczny

Jarosław CHILMON – członek redakcji

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 JANEK** – 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

e-ISSN 2353-9062

ISSN 0867-4752

DRUK

Print Profit Sp. z o.o., Koźmin 27, 59-900 Zgorzelec

Zdjęcie na okładce: Georgia Power Company

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 3 (137) 2025
Warszawa

Spis treści

- 5** Łukasz Koszuk
Problematyka wypalania prętów paliwowych z gadolinem w zestawach reaktora wodnego wrzącego – benchmark NEA OECD
- 20** Jacek Nowicki
Zapasowe agregaty prądotwórcze z silnikami wysokoprężnymi w elektrowniach jądrowych. Część 1
- 38** Bartosz Skura
Strefy planowania awaryjnego dla jądrowej produkcji ciepła: wzorce z Chin, Finlandii i Szwajcarii a droga do dekarbonizacji polskich sieci ciepłowniczych
- 51** Michał Ochmański, Krzysztof Isajenko, Barbara Piotrowska
Radiological monitoring of the soil in the proximity of National Radioactive Waste Repository in Różan in years 2014–2023

Szanowni Państwo

W bieżącym numerze, w pierwszym z opublikowanych artykułów, **Łukasz Koszuk** omawia wyniki obliczeń, które uzyskał za pomocą pakietu kodów SCALE 6.2.2, wykonanych w ramach międzynarodowego benchmarku Agencji Energii Jądrowej NEA/OECD. Benchmark ten poświęcony jest walidacji kodów obliczeniowych do modelowania wypalania paliwa reaktora wodnego wrzącego zawierającego gadolin jako wypalającą się truciznę. Wyniki te wykazały bardzo dobrą zgodność z rezultatami innych uczestników benchmarku, poprawnie odwzorowując zarówno ogólne trendy, jak i wartości liczbowe ilustrujące zmiany współczynnika mnożenia neutronów i stężeń kluczowych izotopów gadolinu w funkcji głębokości wypalenia paliwa. Stanowi to kolejne potwierdzenie, że w Polsce dysponujemy odpowiednią wiedzą, narzędziami obliczeniowymi oraz sprawdzonymi w praktyce umiejętnościami ich zastosowania w analizach bezpieczeństwa reaktorów na najwyższym światowym poziomie.



W drugim artykule **Jacek Nowicki** podejmuje niezwykle istotny dla bezpieczeństwa elektrowni jądrowej (EJ) temat zapewnienia niezawodnych i odpowiednio wydajnych miejscowych zapasowych źródeł zasilania potrzeb własnych na wypadek poważnej awarii w systemie elektroenergetycznym, skutkującej całkowitym odcięciem zasilania elektrowni jądrowej z zewnętrznej sieci elektroenergetycznej w sytuacji odstawienia bloku, kiedy potrzeby własne nie są zasilane z własnego turbogeneratora (ang. *total blackout*). Artykuł zawiera szczegółowy, bogato ilustrowany opis techniczny agregatów prądotwórczych napędzanych silnikami wysokoprężnymi, stosowanych w elektrowniach jądrowych, które zapewniają niezawodne zasilanie prądem przemiennym kluczowych układów związanych z bezpieczeństwem jądrowym w takich sytuacjach. Autor wskazuje także odpowiednie normy bezpieczeństwa MAEA (*IAEA Safety Standards*) zawierające wymagania i wytyczne bezpieczeństwa, jak również przepisy prawne w Polsce i Stanach Zjednoczonych, regulujące te urządzenia.

Trzeci artykuł stanowi swoiste uzupełnienie informacji przedstawionych w jednym z poprzednich numerów biuletynu (nr 3(133)2024), dotyczących zasad i praktyki tworzenia stref planowania awaryjnego wokół elektrowni jądrowych w wybranych krajach z rozwiniętą energetyką jądrową. **Bartosz Skura** analizuje kwestię stref planowania awaryjnego (EPZ) wokół elektrowni jądrowych wykorzystywanych do produkcji ciepła sieciowego. Omawia trzy praktyczne modele regulacyjne: chiński, fiński i szwajcarski (wspomniany wyżej wcześniej artykuł nie dotyczył tych krajów), pokazując, jak odmienne systemy prawne łączą wymogi bezpieczeństwa radiologicznego z potrzebami miejskich sieci ciepłowniczych. Przeprowadzone studium wskazuje, iż zarówno duże bloki energetyczne, jak i małe reaktory modułowe (SMR) mogą zasilać sieci ciepłownicze bez konieczności zmiany podejścia do ustalania stref planowania awaryjnego, pod warunkiem że czynnik grzewczy pobierany jest z nieaktywnego obiegu.

Numer zamyka artykuł w wersji angielskiej, autorstwa **Michała Ochmańskiego, Krzysztofa Isajenko i Barbary Piotrowskiej**, w którym omówiono wyniki pomiarów skażeń gleby, wykonanych w latach 2014–2023 wokół Krajowego Składowiska Odpadów Promieniotwórczych w Róźnie, w ramach systematycznego monitoringu radiacyjnego środowiska wokół tego obiektu.

Życzymy Państwu owocnej lektury,
Redaktor naczelny
Maciej Jurkowski

Problematyka wypalania prętów paliwowych z gadolinem w zestawach reaktora wodnego wrzącego – benchmark NEA OECD

On the depletion of gadolinium-bearing fuel rods in BWR assemblies: a study within the NEA/OECD benchmark

Łukasz Koszuk
Wydział Fizyki, Politechnika Warszawska

Streszczenie: Artykuł prezentuje wyniki uzyskane przez autora w ramach międzynarodowego benchmarku OECD/NEA pt. „Porównanie kodów obliczeniowych dla wypalania prętów paliwowych z gadolinem w zestawach reaktora wodnego wrzącego”, poświęconego walidacji kodów obliczeniowych do modelowania wypalania paliwa reaktora wodnego wrzącego (BWR) zawierającego gadolin jako wypalającą się truciznę. Głównym celem benchmarku była analiza zdolności różnych systemów obliczeniowych do precyzyjnego przewidywania ewolucji reaktywności, ze szczególnym uwzględnieniem tzw. piku reaktywności, który jest kluczowy dla analiz bezpieczeństwa krytycznościowego i koncepcji *burnup credit*. Obliczenia wykonano przy użyciu pakietu kodów SCALE 6.2.2 (sekwencja TRITON/NEWT) z wykorzystaniem 252-grupowej biblioteki danych jądrowych ENDF/B-VII.1. W pracy przedstawiono ewolucję współczynnika mnożenia k_{inf} , zmiany stężeń kluczowych izotopów gadolinu (Gd-155, Gd-157) oraz szczegółowe składy izotopowe aktynowców i produktów rozszczepienia dla różnych głębokości wypalania i trzech wariantów zawartości pary w wodzie (0%, 40%, 70%). Uzyskane wyniki wykazały bardzo dobrą zgodność z rezultatami innych uczestników benchmarku, poprawnie odwzorowując zarówno ogólne trendy, jak i wartości liczbowe. W podsumowaniu odniesiono się także do ogólnych wniosków z raportu OECD, wskazując na biblioteki danych jądrowych jako główne źródło rozbieżności w wynikach oraz na wciąż istniejące wyzwania w modelowaniu stężeń niektórych izotopów.

Słowa kluczowe: Reaktor BWR, gadolin, wypalająca się trucizna, wypalanie paliwa bezpieczeństwo krytycznościowe, *burnup credit*, benchmark OECD/NEA, kod SCALE.

Abstract: This paper presents the results obtained by the author within the framework of the OECD/NEA international benchmark: “Code comparison for depletion of gadolinium-bearing fuel rods in Boiling Water Reactor assemblies”, dedicated to the validation of computer codes for modelling the burnup of Boiling Water Reactor (BWR) fuel containing gadolinium as a burnable absorber. The main objective of the benchmark was to analyze the capability of various computational systems to accurately predict the evolution of reactivity, with a particular focus on the „reactivity peak” phenomenon, which is crucial for criticality safety analyses and the burnup credit concept. The calculations were performed using the SCALE 6.2.2 code package (TRITON/NEWT sequence) with the 252-group ENDF/B-VII.1 nuclear data library. The paper presents the evolution of the k_{inf} multiplication factor, changes in the concentrations of key gadolinium isotopes (Gd-155, Gd-157), and detailed isotopic compositions of actinides and fission products for various burnup depths and three different water void fractions (0%, 40%, 70%). The obtained results showed very good agreement with the results of other benchmark participants, correctly reproducing both the general trends and numerical values. The summary also refers to the general conclusions from the OECD report, identifying nuclear data libraries as the main source of discrepancies in the results and highlighting the remaining challenges in modeling the concentrations of certain isotopes.

Keywords: BWR reactor, gadolinium, burnable absorber, fuel burnup, criticality safety, burnup credit, OECD/NEA benchmark, SCALE code.

1. Wstęp

Współczesne zestawy paliwowe stosowane w reaktorach wodnych wrzących (*Boiling Water Reactor*, BWR) często wykorzystują tlenek gadolinu (Gd_2O_3) jako wypalający się absorbent neutronów (tzw. wypalająca się trucizna reaktorowa). Jego obecność prowadzi do złożonego zachowania reaktywności paliwa w trakcie eksploatacji. Gwałtowne wypalanie się silnie absorbujących izotopów gadolinu powoduje, że reaktywność zestawu paliwowego początkowo rośnie, osiągając maksimum przy relatywnie niskim wypaleniu (zazwyczaj poniżej 20 GWd/MTU), a następnie systematycznie maleje. Dokładne przewidywanie charakterystyk tego piku reaktywności jest fundamentalnym wyzwaniem w analizach bezpieczeństwa krytycznościowego, szczególnie w kontekście wdrażania koncepcji *burn-up credit*, (BUC) dla wypalonego paliwa.

W celu walidacji i porównania zdolności systemów obliczeniowych do modelowania tego typu złożonych zjawisk, Nuclear Energy Agency OECD (NEA), poprzez swoją grupę roboczą WPNCs (*Working Party on Nuclear Criticality Safety*), organizuje międzynarodowe testy porównawcze (benchmarki). Bezpośrednią motywacją do zorganizowania benchmarku Fazy IIB – „*Code Comparison for Depletion of Gadolinium-Bearing Fuel Rods in Boiling Water Reactor Assemblies*” [1] były wyniki wcześniejszej Fazy IIIC, które wykazały znaczące rozbieżności w rezultatach, wynikające z różnic w opcjach modelowania wybieranych przez uczestników. W odpowiedzi, grupy roboczej EGUNF (*Expert Group on Used Nuclear Fuel criticality*) zaprojektowała Fazę IIB z kluczowym celem: wyizolowaniem i oceną różnic wynikających bezpośrednio z zastosowanych metod obliczeniowych i bibliotek danych jądrowych. Aby to osiągnąć, w specyfikacji benchmarku, opartego na geometrii zestawu paliwowego 9x9 „STEP-3”, przyjęto rygorystyczne podejście preskryptywne. Narzucono w nim wszystkim uczestnikom ujednolicony, szczegółowy model pręta z gadolinem (podział na 10 koncentrycznych pierścieni) i zdefiniowano precyzyjne kroki wypalenia, koncentrując analizę na kluczowym dla bezpieczeństwa obszarze piku reaktywności.

Niniejszy artykuł ma na celu prezentację oraz szczegółową analizę wyników benchmarku Fazy IIB uzyskanych przez autora. Praca dokumentuje zastosowanie wybranej metodyki obliczeniowej do rozwiązania złożonego problemu wypalania paliwa BWR z gadolinem, zgodnie ze ścisłą specyfikacją OECD/NEA. Przedstawione rezultaty i wnioski stanowią wkład w dokumentację i zrozumienie zachowania tego typu modeli, a sam benchmark jest cennym narzędziem w rozwoju metod analizy bezpieczeństwa wypalonego paliwa.

2. Wypalające się trucizny reaktorowe

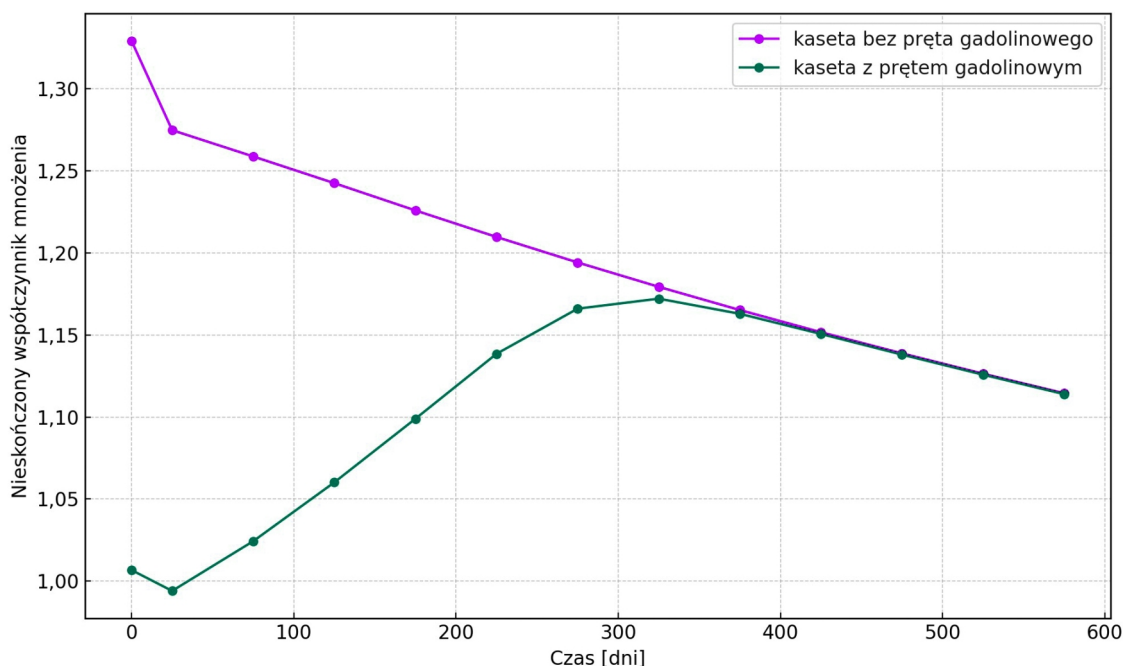
Wypalająca się trucizna reaktorowa (lub wypalający się absorbent) to materiał charakteryzujący się dużym przekrojem czynnym na absorpcję neutronów, który jest celowo wprowadzany do rdzenia reaktora jądrowego. Głównym celem stosowania wypalających się trucizn jest kompensacja nadmiarowej reaktywności świeżego paliwa na początku cyklu pracy reaktora. Pozwala to na bezpieczne załadowanie paliwa o wyższym wzbogaceniu, co z kolei umożliwia wydłużenie kampanii paliwowej (czasu pracy reaktora pomiędzy wymianami paliwa) oraz przyczynia się do bardziej równomiernego rozkładu mocy w rdzeniu.

Mechanizm działania wypalającej się trucizny polega na tym, że w trakcie pracy reaktora, pod wpływem strumienia neutronów, materiał absorbujący ulega transmutacji w izotopy o znacznie mniejszych przekrojach czynnych na absorpcję neutronów lub w izotopy stabilne. W ten sposób trucizna „wypala się”, a jej negatywny wkład do reaktywności maleje. Proces ten powoduje stopniowy wzrost reaktywności, kompensując w pewnym stopniu spadek reaktywności wynikający z wypalania się materiału rozszczepialnego i gromadzenia się absorbujących neutrony produktów rozszczepienia. Na rys. 1 pokazano ten efekt wykreślając zależność nieskończonego współczynnika mnożenia przykładowej kasety paliwowej w dwóch konfiguracjach: z oraz bez pręta gadolinowego w zależności od czasu wypalania. Rysunek ma wyłącznie ilustracyjny charakter: pokazuje jakościowy efekt obniżenia reaktywności (spadek k_{∞}) po dodaniu gadolinu do kasety paliwowej.

Do najczęściej stosowanych materiałów jako wypalające się absorbenty należą związki gadolinu (Gd_2O_3), a także erbu (Er_2O_3), dysprozu czy hafnu [2]. Wybór konkretnego materiału zależy od typu reaktora, projektu paliwa oraz pożądanej charakterystyki wypalania. W reaktorach wodnych zarówno ciśnieniowych jak i wrzących dominującym i najpowszechniej stosowanym wypalającym się absorbentem jest tlenek gadolinu, dodawany do wybranych prętów paliwowych.

3. Tlenek Gadolinu (Gd_2O_3)

Popularność tlenku gadolinu jako wypalającego się absorbenta wynika z unikalnej kombinacji jego właściwości. Kluczową cechą gadolinu są bardzo duże przekroje czynne na absorpcję neutronów termicznych dla dwóch jego naturalnych izotopów: Gd-155 i Gd-157. Wartość przekroju czynnego na wychwyt neutronu (σ_a) dla neutronów termicznych (0,0253 eV) dla Gd-157 wynosi około 254 000 barnów, a dla Gd-155 około 61 000 barnów [3]. Wartości te są o kilka rzędów wielkości wyższe niż dla materiałów rozszczepialnych (np. ~580 barnów dla U-235) czy nawet innych silnych trucizn reaktorowych. To właśnie ta właści-



Rys. 1. Zależność nieskończonego współczynnika mnożenia względem czasu wypalania dla kasety paliwowej w dwóch konfiguracjach: z oraz bez pręta gadolinowego. Widoczny jest charakterystyczny pik reaktywności powstały w obecności gadolinu w paliwie jądrowym (źródło: opracowanie własne autora).

Fig. 1. Dependence of the infinite multiplication factor on the burn-up time for the fuel assembly in two configurations: with and without a gadolinium rod. A characteristic reactivity peak is visible, caused by the presence of gadolinium in the nuclear fuel (source: author's own work).

wość sprawia, że nawet niewielkie ilości gadolinu mogą skutecznie zmniejszać lokalny strumień neutronów i kontrolować reaktywność.

Skład izotopowy gadolinu naturalnego jest istotny z punktu widzenia skuteczności absorpcji: dominują izotopy parzyste o mniejszych przekrojach czynnych (Gd-158 około 24,84%, Gd-160 około 21,86%, Gd-156 około 20,47%), natomiast główne absorbery to Gd-155 około 14,80% i Gd-157 około 15,65% (pozostałe: Gd-154 około 2,18%, Gd-152 około 0,20%) [6]. Zatem ~30% gadolinu naturalnego stanowią izotopy o bardzo dużych przekrojach czynnych, które odpowiadają za szybkie „wypalanie” dodatku gadolinowego.

Poza właściwościami jądrowymi, Gd_2O_3 posiada szereg zalet fizykochemicznych:

- W temperaturach procesu spiekania pastylek UO_2 tlenem gadolinu (Gd_2O_3) dobrze rozpuszcza się w matrycy UO_2 , dzięki czemu możliwe jest uzyskanie jednorodnego dodatku absorbera. [4].
- Tlenek gadolinu cechuje się wysoką temperaturą topnienia (około 2420°C) oraz stabilnością chemiczną i radiacyjną w warunkach pracy reaktora. Co niezwykle istotne, w wyniku absorpcji neutronów nie generuje on znaczących ilości gazowych produktów transmutacji [5]. Odbyna się to w przeciwieństwie np. do boru, którego izotop B-10 w wyniku reakcji (n, α) produkuje hel, co może prowadzić do wzrostu ciśnienia w pręcie paliwowym i pęcznienia paliwa.

Niemniej jednak, stosowanie gadolinu ma również pewne wady. Po wypaleniu głównych absorbentów (Gd-155 i Gd-157), pozostałe izotopy (zwłaszcza parzyste: Gd-154,

Gd-156, Gd-158, Gd-160) mają znacznie mniejsze przekroje czynne i pozostają w paliwie jako tzw. „trucizna resztkowa” (*residual poison*). Może to negatywnie wpływać na ekonomię neutronów pod koniec cyklu pracy paliwa, obniżając osiągalne wypalenie [4].

3.1. Wyzwania w modelowaniu wypalania paliwa z gadolinem

Symulacja procesu wypalania paliwa jądrowego jest zadaniem złożonym, wymagającym jednoczesnego rozwiązania równania transportu neutronów oraz układu równań różniczkowych opisujących ewolucję składu izotopowego paliwa w czasie. Obecność gadolinu, ze względu na jego unikalne właściwości, potęguje tę złożoność i wprowadza szereg wyzwań, które muszą być precyzyjnie uwzględnione w kodach obliczeniowych. Chociaż poniższe wyzwania są omawiane w kontekście gadolinu, wiele z nich ma charakter ogólny i dotyczy modelowania dowolnego materiału o bardzo silnych właściwościach absorpcyjnych.

Można zidentyfikować następujące problemy w przypadku modelowania wypalania paliwa z bardzo silnym absorberem neutronów, w szczególności gadolinu.

a) Bardzo duże przekroje czynne na absorpcję neutronów izotopów Gd-155 i Gd-157

Ekstremalnie wysokie przekroje czynne na wychwyt neutronów termicznych dla dwóch jego naturalnych izotopów: Gd-155 i Gd-157, których wartości podane w punkcie 3, są jedną z głównych trudności w modelowaniu paliwa z gadolinem. Dlatego, aby dokładnie śledzić szybkie

zmiany koncentracji izotopów gadolinu i wynikające z nich zmiany reaktywności (zwłaszcza w okolicy pików reaktywności), obliczenia wypaleniowe muszą być prowadzone z użyciem małych kroków czasowych (lub inaczej – kroków wypalania).

b) Silne efekty samoprzesłaniania neutronów

Bezpośrednią konsekwencją bardzo dużych przekrojów czynnych gadolinu są silne efekty samoprzesłaniania neutronów (z ang. *self-shielding*). Oznacza to, że neutrony termiczne wnikające do obszaru paliwa zawierającego gadolin są bardzo efektywnie absorbowane w jego zewnętrznych warstwach. W rezultacie, strumień neutronów docierający do wewnętrznych części pręta paliwowego jest znacznie osłabiony (przesłonięty) w porównaniu do strumienia na jego powierzchni. Efekt ten znacząco zmniejsza efektywną szybkość reakcji absorpcji w gadolinie w porównaniu do wartości, która zostałaby obliczona przy założeniu jednorodnego strumienia neutronów w całej objętości pręta. Z tego powodu [7]:

- standardowe podejścia oparte na teorii dyfuzji mogą być niewystarczające. Wymagane jest stosowanie metod transportu neutronów o wysokiej rozdzielczości, takich jak metoda charakterystyk (MOC) lub metody Monte Carlo, które są w stanie lepiej odwzorować strome gradienty strumienia w obecności silnych absorberów;
- proste uśrednianie właściwości neutronowych w obrębie komórki obliczeniowej może prowadzić do znacznych błędów, jeśli efekty samoprzesłaniania nie są jawnie uwzględnione. Zatem homogenizacja materiałów w komórce paliwowej nie ma tutaj zastosowania;
- konieczne jest stosowanie wielogrupowych bibliotek przekrojów czynnych, które uwzględniają efekty samoprzesłaniania lub metod dynamicznego generowania efektywnych przekrojów czynnych „w locie” podczas obliczeń.

c) Szybkie, niejednorodne przestrzenne wypalanie

Niejednorodne przestrzenne wypalanie się gadolinu, często określane jako efekt „cebulowy” (*onion peeling effect*), jest bezpośrednią konsekwencją silnego samoprzesłaniania. Gadolin nie wypala się równomiernie w całej objętości pręta paliwowego. Proces ten zachodzi warstwowo, rozpoczynając od zewnętrznych części pastylki, które są wystawione na największy strumień neutronów. Te zewnętrzne warstwy szybko tracą Gd-155 i Gd-157, stając się bardziej „przezroczyste” dla neutronów, co pozwala im penetrować głębiej i wypalać kolejne warstwy. W ten sposób tworzy się front wypalania, który stopniowo przesuwają się od powierzchni w kierunku centrum pręta.

Ten wysoce niejednorodny proces stawia poważne wymagania przed kodami obliczeniowymi:

- aby dokładnie odwzorować strome gradienty koncentracji izotopów gadolinu, kody obliczeniowe muszą wykorzystywać bardzo drobną dyskretyzację przestrzenną

w obszarach z gadolinem. W praktyce polega to na podziale pręta paliwowego na szereg współosiowych pierścieni (stref cylindrycznych), dla których osobno śledzone jest wypalenie [8];

- modele traktujące cały pręt gadolinowy jako jednorodną strefę mogą prowadzić do istotnych błędów, np. przeszacowania szybkości zużycia absorbera na początku cyklu. To z kolei skutkuje odchyleniami w obliczonej reaktywności – model może wskazywać pik reaktywności zbyt wcześnie, podczas gdy w rzeczywistości część absorbera wciąż pozostaje wewnątrz pręta.
- połączenie wymogu stosowania zaawansowanych metod transportu, drobnej siatki przestrzennej i małych kroków czasowych (wypalania) prowadzi do bardzo długich czasów symulacji.

d) Wrażliwość na historię napromieniania i niedobór danych walidacyjnych

Szybkość wypalania gadolinu jest wrażliwa nie tylko na projekt paliwa, ale także na szczegółową historię napromieniania i lokalne parametry pracy reaktora, takie jak temperatura paliwa, gęstość moderatora (udział pary w BWR) czy obecność prętów kontrolnych [9]. Złożone, sprzężone efekty tych parametrów dodatkowo komplikują analizy.

Największym ograniczeniem dla doskonalenia narzędzi symulacyjnych jest jednak brak wystarczającej ilości wysokiej jakości danych eksperymentalnych. Dotyczy to w szczególności składu izotopowego wypalonego paliwa BWR z gadolinem, zwłaszcza w zakresie małych głębokości wypalania, gdzie występuje pik reaktywności [10]. Istniejące dane często nie obejmują precyzyjnych pomiarów stężeń resztkowych izotopów gadolinu. Oznacza to, że nawet jeśli kody są teoretycznie wykorzystywane do modelowania złożonych zjawisk, pewność co do dokładności ich predykcji jest ograniczona przez niedobór danych do porównań i walidacji.

4. Skutki pików reaktywności i wymagania dla analiz bezpieczeństwa

Obecność gadolinu w paliwie jądrowym prowadzi do charakterystycznego, niemonotonicznego przebiegu zmian reaktywności w funkcji wypalania. W przeciwieństwie do paliwa bez wypalających się absorbentów, gdzie reaktywność generalnie maleje, tutaj obserwuje się początkowy wzrost. Dzieje się tak, ponieważ tempo transmutacji izotopów Gd-155 i Gd-157 jest początkowo znacznie szybsze niż tempo wypalania materiału rozszczepialnego. W punkcie, gdy większość efektywnych izotopów gadolinu zostanie wypalona, krzywa reaktywności osiąga maksimum, zwane „pikiem reaktywności”. Po jego osiągnięciu, dominującym efektem staje się już ubytek materiału rozszczepialnego i dalsze gromadzenie produktów rozszczepienia, co prowadzi do systematycznego spadku reaktywności.

Zjawisko piku reaktywności, choć zachodzi wyłącznie w trakcie pracy reaktora, ma fundamentalne znaczenie dla późniejszych analiz bezpieczeństwa krytycznościowego, np. dla basenów przechowawczych czy pojemników transportowych [11]. Analizy te muszą opierać się na konserwatywnym założeniu dotyczącym stanu paliwa. Ponieważ w przechowalniku mogą znaleźć się zestawy o różnym stopniu wypalenia, należy zidentyfikować najbardziej reaktywny skład izotopowy, jaki paliwo mogło osiągnąć w dowolnym momencie swojego cyklu życia w reaktorze. Dla paliwa jądrowego z gadolinem, ten najbardziej reaktywny stan nie występuje ani na początku (gdy gadolin tłumi reaktywność), ani na końcu cyklu (gdy paliwo jest mocno wypalone). Występuje on dokładnie w momencie osiągnięcia piku reaktywności. Z tego powodu, precyzyjne przewidywanie składu izotopowego paliwa w tym konkretnym punkcie jest warunkiem koniecznym dla bezpiecznego i wiarygodnego wdrożenia tzw. koncepcji *burn-up credit*, polegającej na podejściu w analizach bezpieczeństwa krytyczności, które uwzględnia zmniejszenie reaktywności wypalonego paliwa jądrowego na skutek zmian jego składu po eksploatacji reaktora. Błędne obliczenie składu nuklidów w punkcie piku – na przykład niedoszacowanie pozostałości materiału rozszczepialnego lub przeszacowanie stężenia trucizn – doprowadziłoby do nieprawidłowej (niekonserwatywnej) oceny współczynnika mnożenia neutronów dla systemów przechowywania i transportu [10].

Podsumowując, chociaż pik reaktywności jest zjawiskiem reaktorowym, definiuje on najbardziej ograniczający przypadek dla analiz bezpieczeństwa wypalonego paliwa. Wyzwanie nie polega na modelowaniu samego piku jako

procesu, lecz na precyzyjnym obliczeniu składu izotopowego paliwa w tym jednym, krytycznym punkcie jego historii. Wiarygodność tych obliczeń zależy bezpośrednio od jakości kodów symulacyjnych i użytych danych jądrowych [12]. Dlatego międzynarodowe benchmarki, takie jak ten omawiany w niniejszej pracy, odgrywają kluczową rolę w weryfikacji i walidacji narzędzi obliczeniowych niezbędnych do sprostania temu wyzwaniu.

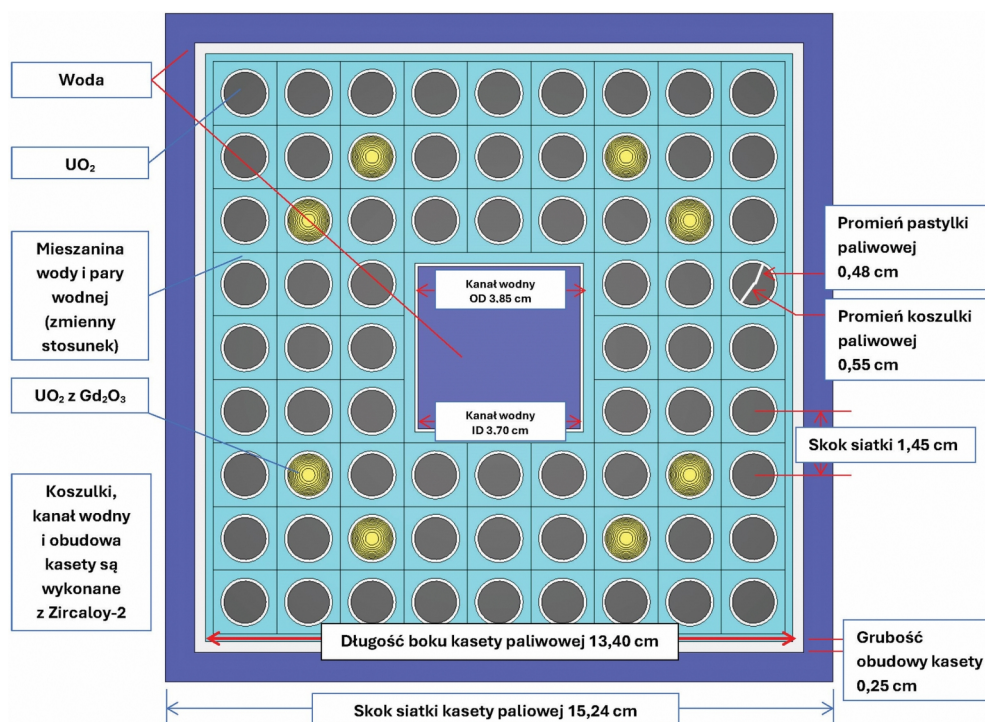
5. Specyfikacja benchmarku

Opisy specyfikacji, tabel i rysunków w niniejszym rozdziale stanowią tłumaczenie z raportu OECD/NEA [1].

A) Geometria

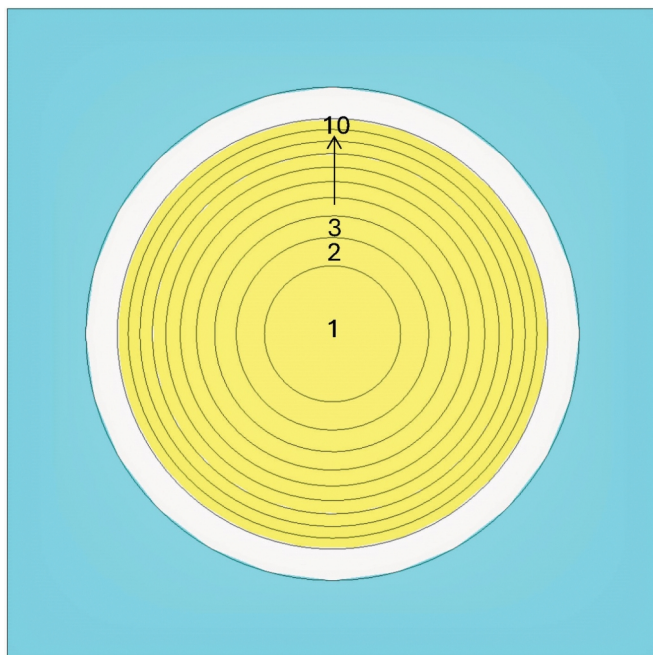
Geometrycznie układ składa się z pojedynczego zestawu paliwowego 9 9 z odbiciem, jako warunkiem brzegowym. W całym zestawie jest jednakowy skok siatki 1,45 cm. W części centralnej zestawu znajduje się kanał wodny o przekroju kwadratowym, zawierający wodę niezawierającą pary. Zarówno kanał wodny, jak i kanały prętów paliwowych są modelowane jako obszary kwadratowe o jednakowej wysokości. Geometria zestawu i pręta paliwowego pokazana jest na rysunku 2.

Podstawowym celem benchmarku jest dalsze zbadanie różnic w przewidywanych gęstościach jądrowych gadolinu w wypalonym paliwie BWR i ich wpływ na krytyczność. Benchmark narzuca sposób modelowania gadolinu, aby ograniczyć różnice wyników spowodowane różnicami



Rys. 2. Schemat 2D kasety paliwowej użytej w benchmarku.

Fig. 2. 2D diagram of the fuel assembly used in the benchmark.



Rys. 3. Szczegóły modelowania pręta Gd_2O_3 .

Fig. 3. Details of Gd_2O_3 rod modelling.

w modelowaniu przez różnych uczestników. Każdy pręt z gadolinem modelowany jest za pomocą 10 koncentrycznych pierścieni o jednakowych powierzchniach przekroju, jak pokazano na rysunku 3. Każdy z 10 obszarów w pręcie z gadolinem ma być rozważany oddzielnie przy wypalaniu, z zachowaniem numeracji jak na rysunku 3 i w tabeli 1. Pierścienie numerowane są 1÷10 od środka na zewnątrz. Rozpatrywana kasetka zawiera 8 prętów z gadolinem w pozycjach pokazanych na rysunku 2.

B) Materiały

Dla uproszczenia przyjęto, że pręty paliwowe nie zawierające gadolinu, mają jednakowe wzbogacenie 4,0 wt% U-235. Wszystkie pręty z gadolinem położone są syme-

Tabela 1. Wymiary pierścieni pręta gadolinowego [1].

Table 1. Dimensions of gadolinium rod rings.

Numer pierścienia	Zewnętrzny promień [cm]
1	0,151789
2	0,214663
3	0,262907
4	0,303579
5	0,339411
6	0,371806
7	0,401597
8	0,429325
9	0,455368
10	0,48

trycznie i mają jednakowy skład. Gęstości jądrowe dla świeżego paliwa i skład absorberów podane są w tabeli 2. Temperatura paliwa wynosi 900K. Koszulki, kanał wodny i obudowa kasety są wykonane ze stopu Zircaloy-2. Temperatura materiałów innych niż paliwo wynosi 600K i jest zgodna z temperaturami wielu bibliotek przekrojów czynnych dla ciągłego rozkładu energii. Rozpatrywane są trzy przypadki udziału przestrzeni parowych w wodzie otaczającej kanały paliwowe: 0%, 40% i 70%. Gęstości jądrowe Zircaloy'u i wody podane są w tabeli 3.

Tabela 2. Skład izotopowy paliwa i absorbera [1].

Table 2. Isotopic composition of fuel and absorber.

Materiał	Izotop/Pierwiastek	Gęstość jądrowa [atom/b-cm]
UO ₂	U-234	$8,4700 \times 10^{-6}$
	U-235	$9,4763 \times 10^{-4}$
	U-238	$2,2447 \times 10^{-2}$
	O	$4,6807 \times 10^{-2}$
UO ₂ + Gd ₂ O ₃	U-234	$6,8396 \times 10^{-6}$
	U-235	$7,6521 \times 10^{-4}$
	U-238	$2,1460 \times 10^{-2}$
	O	$4,6225 \times 10^{-2}$
	Gd-154	$2,5654 \times 10^{-5}$
	Gd-155	$1,7417 \times 10^{-4}$
	Gd-156	$2,4089 \times 10^{-4}$
	Gd-157	$1,8417 \times 10^{-4}$
	Gd-158	$2,9232 \times 10^{-4}$
	Gd-160	$2,5725 \times 10^{-4}$

Tabela 3. Skład izotopowy wody i stopu Zircaloy [1].

Table 3. Isotopic composition of water and Zircaloy.

Materiał	Pierwiastek	Gęstość jądrowa [atoms/b-cm]
Woda (0% pary wodnej)	H	$4,3417 \times 10^{-2}$
	O	$2,1708 \times 10^{-2}$
Woda z 40% zawartością pary wodnej	H	$2,7998 \times 10^{-2}$
	O	$1,3999 \times 10^{-2}$
Woda z 70% zawartością pary wodnej	H	$1,6434 \times 10^{-2}$
	O	$8,2170 \times 10^{-3}$
Zircaloy-2	Sn	$4,9797 \times 10^{-4}$
	Fe	$9,1782 \times 10^{-5}$
	Cr	$7,5861 \times 10^{-5}$
	Ni	$4,0314 \times 10^{-5}$
	Zr	$4,2465 \times 10^{-2}$

C) Warunki wypalania

Moc kasety paliwowej wynosi 25,0 MW/MTU (W/gU) przez cały czas wypalania, rozumiany jako pojedynczy okres bez okresów przerw. Kroki wypaleniowe wybrano tak, aby: spełniały następujące warunki: pierwsze dwa kroki to 0,1 i 0,4 GWd/MTU, po których następuje 39 kroków po 0,5 GWd/MTU, aby uzyskać wypalenie końcowe 20 GWd/MTU, przy czym uczestnik może dodać dodatkowe kroki, jeżeli uzna to za potrzebne dla większej dokładności.

W rezultacie do obliczeń wybrano 61 kroków (podanych w tabeli 4) tak, aby:

1. uzyskać wystarczająco dokładne wyniki dla większości obliczeń kodami,

2. uzyskać precyzyjne oszacowanie zmian reaktywności w obszarze wypalania, w którym występuje maksimum reaktywności.

Stosownie do warunków benchmarku obliczenia zostały wykonane dla następujących udziałów przestrzeni parowych w wodzie znajdującej się w kanałach prętów paliwowych 0%, 40% i 70%, używając gęstości zawartych w tabeli 3. Woda w kanale centralnym i na zewnątrz kasety paliwowej we wszystkich przypadkach nie zawiera przestrzeni parowych (0%). Przyjmuje się, że temperatury paliwa, moderatora i materiałów konstrukcyjnych są takie same we wszystkich trzech przypadkach.

Tabela 4. Kroki wypaleniowe [1].

Table 4. Depletion steps.

Nr Kroku	Długość ^a	Skumulowana głębokość wypalenia ^b	Nr Kroku	Długość ^a	Skumulowana głębokość wypalenia ^b
1	0,10	0,10	32	0,25	7,75
2	0,15	0,25	33	0,25	8,00
3	0,25	0,50	34	0,25	8,25
4	0,25	0,75	35	0,25	8,50
5	0,25	1,00	36	0,25	8,75
6	0,25	1,25	37	0,25	9,00
7	0,25	1,50	38	0,25	9,25
8	0,25	1,75	39	0,25	9,50
9	0,25	2,00	40	0,25	9,75
10	0,25	2,25	41	0,25	10,0
11	0,25	2,50	42	0,5	10,5
12	0,25	2,75	43	0,5	11,0
13	0,25	3,00	44	0,5	11,5
14	0,25	3,25	45	0,5	12,0
15	0,25	3,50	46	0,5	12,5
16	0,25	3,75	47	0,5	13,0
17	0,25	4,00	48	0,5	13,5
18	0,25	4,25	49	0,5	14,0
19	0,25	4,50	50	0,5	14,5
20	0,25	4,75	51	0,5	15,0
21	0,25	5,00	52	0,5	15,5
22	0,25	5,25	53	0,5	16,0
23	0,25	5,50	54	0,5	16,5
24	0,25	5,75	55	0,5	17,0
25	0,25	6,00	56	0,5	17,5
26	0,25	6,25	57	0,5	18,0
27	0,25	6,50	58	0,5	18,5
28	0,25	6,75	59	0,5	19,0
29	0,25	7,00	60	0,5	19,5
30	0,25	7,25	61	0,5	20,0
31	0,25	7,50			

^a Długość kroku wypaleniowego podana jest w GWd/MTU.

^b Skumulowana głębokość wypalenia podana jest w GWd/MTU.

Projekt kasety używany w benchmarku ma kilka symetrii (połówkowa, 1/4 i 1/8) i każda z nich może być zastosowana w wykonywanych obliczeniach.

D) Wymagane wyniki obliczeń

Następujące wyniki były wymagane od wszystkich uczestników benchmarku:

- Nieskończony współczynnik mnożenia k -inf dla układu 2-D dla świeżego paliwa oraz po każdym kroku wypaleniowym, bez żadnego okresu przechowywania paliwa bez naświetlania.
- Gęstości jądrowe izotopów z tabeli 5 mają być podane co 2 GWd/MTU
 - bez okresu przechowywania,
 - z 5-letnim okresem przechowywania.
- Uśrednione gęstości jądrowe aktywności i produktów rozszczepienia mają być podane we wszystkich prętach paliwowych niezawierających gadolinu. Gęstości jądrowe izotopów gadolinu mają być podane dla każdego pierścienia w prętach z gadolinem. Wymagane kombinacje wypalania i okresu składowania zebrano w tabeli 6. Wypalanie prętów z gadolinem powinno być również podane dla każdego z dziesięciu kroków z tabeli 6 w celu oszacowania potencjalnych różnic w wypalaniu, spowodowanych modelowaniem absorpcji w gadolinie.

Tabela 5. Izotopy, jakie należy zareportować [1].

Table 5. Isotopes to report.

Aktynowce	U-234,235,236,238, Np-237, Pu-238,239,240,241,242, Am-241
Produkty rozszczepienia	Tc-99, Rh-103, Xe-131, Eu-155, Cs-133, Nd-143,148, Sm-147, 149,151,152
Gd	Gd-154,155,156,157,158,160

Tabela 6. Czas wypalania i czas przechowywania do zareportowania [1].

Table 6. Burnup and decay times for reporting.

Głębokość wypalania [GWd/MTU]	Okres przechowywania [lata]
2	0 i 5
4	0 i 5
6	0 i 5
8	0 i 5
10	0 i 5
12	0 i 5
14	0 i 5
16	0 i 5
18	0 i 5
20	0 i 5

Arkusz kalkulacyjny w Excelu został dostarczony w celu ułatwienia przesyłania wyników. Uczestnicy byli proszeni o dostarczenie również ogólnych informacji m.in. informacji istotnych z punktu widzenia porównywania wyników pomiędzy uczestnikami, tj.:

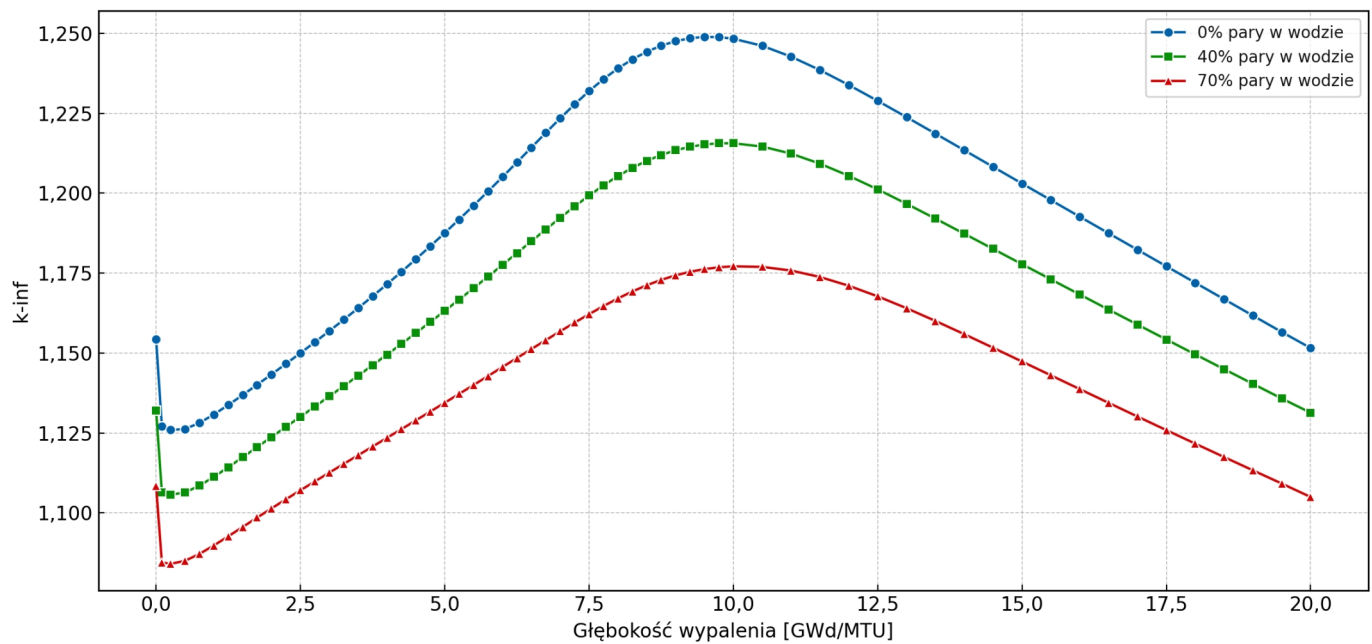
- Nazwa używanego kodu,
- Metoda obliczeń widmowych (np. Monte Carlo, S_n , MOC),
- Metoda obliczeń wypaleniowych (np. *predictor-corector*, tylko *predictor*, iteracyjna metoda *predictor-corector*, metoda punktu środkowego,
- Biblioteka danych jądrowych (np. ENDF/B-VII.1, JEFF-3.1),
- Liczba grup energetycznych (lub ciągły rozkład energii strumienia neutronów),
- Jaka część kasety była modelowana (np. cała kasetka, pół kasety, itd.),
- Kryterium zbieżności (np. źródła i strumień lub k_{eff} i wartość),
- Opcjonalnie opis kodu.

Wyniki zaprezentowane w niniejszej pracy pochodzą ze zgłoszenia SC20 (Polska) w ramach benchmarku OECD/NEA.

6. Wyniki

Obliczenia wypaleniowe dla analizowanej kasety paliwowej reaktora BWR zostały przeprowadzone przy użyciu sekwencji obliczeniowej TRITON z pakietu kodów SCALE w wersji 6.2.2 [13]. Pakiet SCALE, rozwijany przez Oak Ridge National Laboratory, jest zintegrowanym zestawem narzędzi do modelowania i analizy bezpieczeństwa systemów jądrowych. W ramach sekwencji TRITON, do rozwiązania równania transportu neutronów wykorzystano dwuwymiarowy solver deterministyczny NEWT, bazujący na metodzie rzędnych dyskretnych (S_n). Sprzężenie obliczeń transportu z obliczeniami wypaleniowymi realizowano za pomocą metody predyktor-korektor.

Model obliczeniowy został opracowany zgodnie ze specyfikacją benchmarku [1]. Zamodelowano pełny układ kasety paliwowej 9 9, bez stosowania uproszczeń symetrii, co było jedną z możliwych dróg modelowania przyjętą przez uczestników. Zgodnie z założeniami benchmarku dla wyznaczenia nieskończonego współczynnika mnożenia (k -inf), na zewnętrznych granicach kasety zastosowano odbijające warunki brzegowe, symulujące nieskończoną siatkę identycznych kaset. Kluczowym elementem specyfikacji było szczegółowe modelowanie prętów paliwowych z gadolinem, które podzielono na dziesięć koncentrycznych stref o równej powierzchni w celu precyzyjnego śledzenia wypalania się truciźny. Obliczenia wykonano z wykorzystaniem 252-grupowej biblioteki danych neutronowych opartej na ENDF/B-VII.1, dostarczanej z pakietem SCALE. Zestaw raportowanych wielkości (k -inf, gęstości



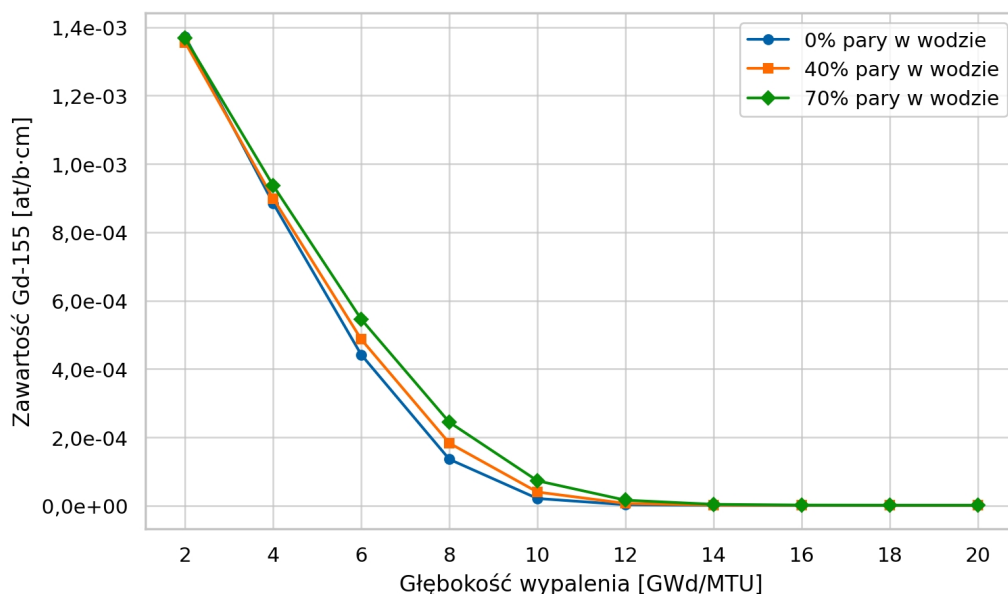
Rys. 4. Zmiany współczynnika mnożenia k_{inf} w funkcji wypalenia dla trzech analizowanych wariantów zawartości pary w wodzie.

Fig. 4. Changes in the k_{inf} multiplication factor as a function of burnup for the three analysed variants of water vapour content.

jądrowe aktywności/produktów rozszczepienia oraz izotopów Gd), poziomy wypalenia i czasy chłodzenia są zgodne z wymaganiami specyfikacji (tab. 2.5–2.6) [1].

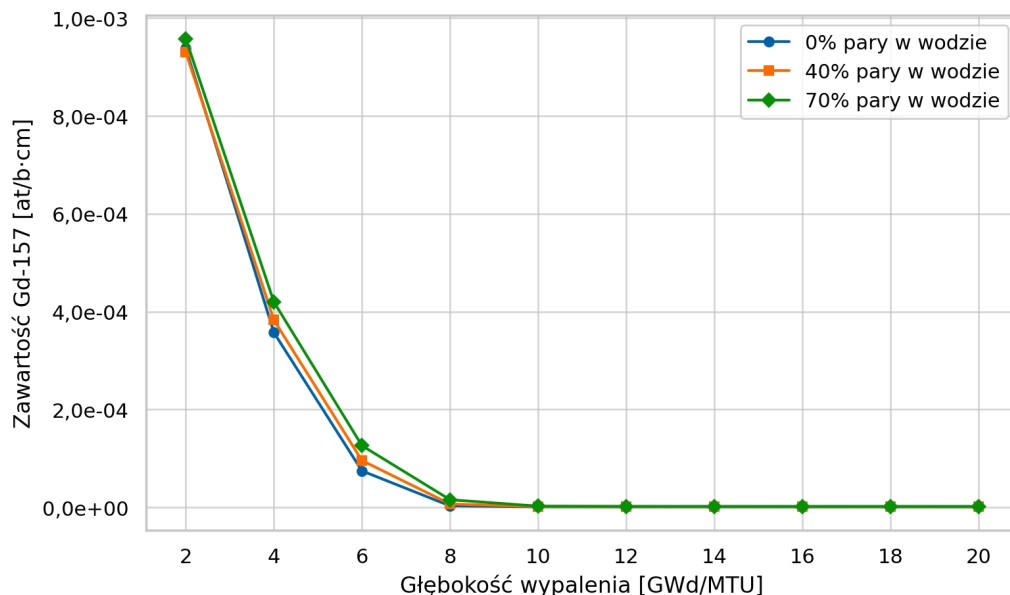
W niniejszym artykule zaprezentowano wybrane wyniki w stosunku do wymagań autorów benchmarku. Na rysunku 4 przedstawiono zmiany współczynnika mnożenia k_{inf} w funkcji wypalenia dla trzech analizowanych wariantów zawartości pary w wodzie. W tabelach 7 i 8 zestawiono obliczone gęstości jądrowe dla najważniejszych z punktu widzenia krytyczności aktywności i produktów rozszczepienia, uwzględniając różne głębokości wypalenia, zawartości pary oraz 5-letni czas chłodzenia. Kluczowy dla benchmarku wpływ wypalania się trujący gadolinowej

zilustrowano na rysunkach 5 i 6, gdzie dla izotopów Gd-155 oraz Gd-157 pokazano zmiany ich zsumowanej po wszystkich pierścieniach gęstości jądrowej w zależności od głębokości wypalenia i zawartości pary. Z kolei, na rysunku 7 przedstawiono zależność pomiędzy głębokością wypalenia prętów z gadolinem a głębokością wypalenia całej kasy paliwowej. Ze względu na prawa do danych nie reprodukowano tu wyników innych zespołów. Porównania zbiorcze dostępne są w Aneksie B raportu OECD/NEA, gdzie wiersze SC20 w tabelach stężeń Gd-155/Gd-157 (m.in. s. 117–122 [1]) pokazują ten sam rząd wielkości co pozostali uczestnicy; analogicznie zestawiono wyniki k_{inf} i odpowiadające im wypalenia (tab. 4.2 [1]). W raporcie



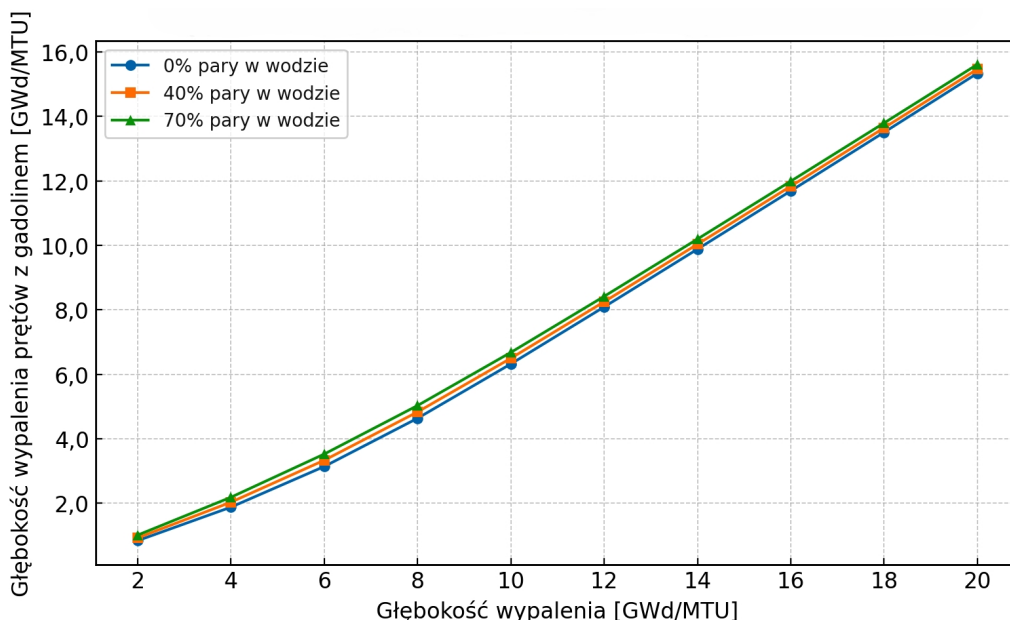
Rys. 5. Zmiany zsumowanej po wszystkich pierścieniach gęstości jądrowej Gd-155 w zależności od głębokości wypalenia i zawartości pary.

Fig. 5. Changes in the total Gd-155 nuclear density across all rings depending on burnup and vapour content.



Rys. 6. Zmiany zsumowanej po wszystkich pierścieniach gęstości jądrowej Gd-157 w zależności od głębokości wypalenia i zawartości pary.

Fig. 6. Changes in the total Gd-157 nuclear density across all rings depending on burnup and vapour content.



Rys. 7. Zależność pomiędzy głębokością wypalenia prętów z gadolinem a głębokością wypalenia całej kasety paliwowej.

Fig. 7. The relationship between the burnup of gadolinium rods and the burnup of the entire fuel assembly.

OECD/NEA [1] odnotowano, że „SC20 actinide results indicate an error in the initial uranium isotopic concentrations” i z tego powodu wyniki SC20 nie zostały włączone do analiz statystycznych aktywności. Uwaga dotyczy wyłącznie aktywności i wybranych produktów rozszczepienia – nie odnosi się do przedstawionych tu porównań gadolinu ani do przebiegów k -inf.

Podsumowanie

W artykule przedstawiono wyniki uzyskane przez autora w ramach międzynarodowego benchmarku OECD/NEA Fazy IIB, dotyczącego modelowania wypalania paliwa typu

BWR z prętami zawierającymi gadolin. Obliczenia wykonano przy użyciu kodu SCALE/TRITON 6.2.2, stosując metodę rzędnych dyskretnych (Sn) do rozwiązania równania transportu neutronów oraz szczegółowy model pręta z gadolinem, narzucony przez specyfikację benchmarku. Zaprezentowane wyniki jednoznacznie odzwierciedlają złożoną fizykę procesu. Wykresy współczynnika mnożenia k -inf (rys. 4) poprawnie obrazują charakterystyczny pik reaktywności, którego wartość maleje, a położenie przesuwa się w stronę wyższych wypaleń wraz ze wzrostem udziału pary w wodzie. Analiza gęstości jądrowych kluczowych izotopów gadolinu, Gd-155 i Gd-157 (rys. 5 i 6), pokazuje ich gwałtowny spadek, będący główną przyczyną początkowego wzrostu reaktywności. Zgodnie z oczekiwaniami,

Tabela 7. Obliczone gęstości jądrowe dla najważniejszych z punktu widzenia krytyczności aktynowców, uwzględniając różne głębokości wypalenia, zawartości pary oraz 5-letni czas chłodzenia.
Table 7. Calculated nuclear densities for the most important actinides from the point of view of criticality, taking into account different burn-up, steam content and a 5-year cooling time.

Zawartość pary w wodzie [%]	Głębokość wypalenia [GWd/MTU]	Czas przechowywania [lata]	Gęstości jądrowe aktynowców [atom/barn-cm]										
			U-234	U-235	U-236	U-238	Np-237	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241
0	2	0	8,0919E-06	8,7188E-04	1,0068E-05	2,2313E-02	1,4632E-07	2,2230E-09	1,8703E-05	6,8719E-07	6,0084E-08	7,8557E-10	1,5664E-10
0	2	5	8,0919E-06	8,7188E-04	1,0069E-05	2,2313E-02	1,7169E-07	2,3455E-09	1,9621E-05	6,8683E-07	4,7152E-08	7,8561E-10	1,3033E-08
0	4	0	7,9014E-06	8,1942E-04	1,9468E-05	2,2289E-02	3,8288E-07	1,2122E-08	3,4412E-05	2,4179E-06	4,0231E-07	1,1063E-08	2,1584E-09
0	4	5	7,9015E-06	8,1943E-04	1,9468E-05	2,2289E-02	4,1901E-07	1,3695E-08	3,5310E-05	2,4175E-06	3,0753E-07	1,0764E-08	9,6877E-08
0	6	0	7,7171E-06	7,6944E-04	2,8298E-05	2,2265E-02	6,7703E-07	3,2176E-08	4,6926E-05	4,7667E-06	1,0986E-06	4,7512E-08	9,0197E-09
0	6	5	7,7180E-06	7,6944E-04	2,8298E-05	2,2265E-02	7,2543E-07	4,3407E-08	4,7803E-05	4,7649E-06	8,0128E-07	4,4986E-08	3,0701E-07
0	8	0	7,5384E-06	7,2151E-04	3,6629E-05	2,2241E-02	1,0141E-06	6,4093E-08	5,6810E-05	7,4960E-06	2,0979E-06	1,2684E-07	2,3319E-08
0	8	5	7,5421E-06	7,2148E-04	3,6633E-05	2,2241E-02	1,0782E-06	1,0504E-07	5,7668E-05	7,4928E-06	1,4559E-06	1,1729E-07	6,7046E-07
0	10	0	7,3640E-06	6,7541E-04	4,4524E-05	2,2217E-02	1,3861E-06	1,0948E-07	6,4645E-05	1,0459E-05	3,3271E-06	2,6282E-07	4,6568E-08
0	10	5	7,3744E-06	6,7531E-04	4,4536E-05	2,2217E-02	1,4718E-06	2,1394E-07	6,5497E-05	1,0456E-05	2,2014E-06	2,3807E-07	1,1900E-06
0	12	0	7,1914E-06	6,3109E-04	5,2024E-05	2,2194E-02	1,7931E-06	1,7056E-07	7,0990E-05	1,3566E-05	4,7355E-06	4,6720E-07	7,9351E-08
0	12	5	7,2147E-06	6,3086E-04	5,2052E-05	2,2193E-02	1,9082E-06	3,8641E-07	7,1852E-05	1,3566E-05	3,0021E-06	4,1578E-07	1,8558E-06
0	14	0	7,0196E-06	5,8851E-04	5,9151E-05	2,2169E-02	2,2349E-06	2,4986E-07	7,6181E-05	1,6763E-05	6,2754E-06	7,5010E-07	1,2158E-07
0	14	5	7,0650E-06	5,8810E-04	5,9202E-05	2,2169E-02	2,3877E-06	6,3824E-07	7,7061E-05	1,6770E-05	3,8319E-06	6,5769E-07	2,6499E-06
0	16	0	6,8484E-06	5,4762E-04	6,5916E-05	2,2144E-02	2,7082E-06	3,4981E-07	8,0401E-05	2,0010E-05	7,8963E-06	1,1196E-06	1,7259E-07
0	16	5	6,9285E-06	5,4695E-04	6,6000E-05	2,2144E-02	2,9074E-06	9,8308E-07	8,1303E-05	2,0031E-05	4,6668E-06	9,6951E-07	3,5488E-06
0	18	0	6,6776E-06	5,0837E-04	7,2328E-05	2,2119E-02	3,2089E-06	4,7272E-07	8,3779E-05	2,3276E-05	9,5543E-06	1,5818E-06	2,3120E-07
0	18	5	6,8091E-06	5,0738E-04	7,2454E-05	2,2118E-02	3,4639E-06	1,4321E-06	8,4709E-05	2,3320E-05	5,4907E-06	1,3557E-06	4,5261E-06
0	20	0	6,5072E-06	4,7074E-04	7,8394E-05	2,2092E-02	3,7334E-06	6,2081E-07	8,6430E-05	2,6536E-05	1,1213E-05	2,1413E-06	2,9591E-07
0	20	5	6,7108E-06	4,6936E-04	7,8571E-05	2,2092E-02	4,0536E-06	1,9937E-06	8,7393E-05	2,6611E-05	6,2945E-06	1,8199E-06	5,5550E-06
40	2	0	8,0696E-06	8,7230E-04	1,0398E-05	2,2309E-02	1,7064E-07	2,8752E-09	2,1276E-05	7,7949E-07	7,9735E-08	1,0286E-09	2,0881E-10
40	2	5	8,0697E-06	8,7231E-04	1,0398E-05	2,2309E-02	2,0051E-07	3,0344E-09	2,2319E-05	7,7909E-07	6,2573E-08	1,0287E-09	1,7297E-08
40	4	0	7,8592E-06	8,2065E-04	2,0028E-05	2,2282E-02	4,4888E-07	1,5723E-08	3,9153E-05	2,6886E-06	5,2000E-07	1,4049E-08	2,8102E-09
40	4	5	7,8594E-06	8,2066E-04	2,0027E-05	2,2282E-02	4,9188E-07	1,7889E-08	4,0172E-05	2,6881E-06	3,9711E-07	1,3686E-08	1,2539E-07
40	6	0	7,6568E-06	7,7174E-04	2,9012E-05	2,2255E-02	7,9499E-07	4,1758E-08	5,3485E-05	5,2301E-06	1,3908E-06	5,8830E-08	1,1521E-08
40	6	5	7,6580E-06	7,7175E-04	2,9011E-05	2,2255E-02	8,5321E-07	5,6885E-08	5,4480E-05	5,2282E-06	1,0120E-06	5,5845E-08	3,8970E-07
40	8	0	7,4617E-06	7,2512E-04	3,7438E-05	2,2227E-02	1,1913E-06	8,3155E-08	6,4943E-05	8,1504E-06	2,6150E-06	1,5378E-07	2,9336E-08
40	8	5	7,4666E-06	7,2509E-04	3,7440E-05	2,2227E-02	1,2691E-06	1,3712E-07	6,5917E-05	8,1476E-06	1,8077E-06	1,4272E-07	8,3802E-07

40	10	0	7,2724E-06	6,8050E-04	4,5376E-05	2,2201E-02	1,6270E-06	1,4181E-07	7,4146E-05	1,1300E-05	4,0946E-06	3,1281E-07	5,7881E-08
40	10	5	7,2859E-06	6,8039E-04	4,5386E-05	2,2201E-02	1,7314E-06	2,7690E-07	7,5112E-05	1,1298E-05	2,6937E-06	2,8462E-07	1,4682E-06
40	12	0	7,0868E-06	6,3776E-04	5,2879E-05	2,2173E-02	2,0998E-06	2,2019E-07	8,1691E-05	1,4585E-05	5,7617E-06	5,4648E-07	9,7641E-08
40	12	5	7,1167E-06	6,3751E-04	5,2905E-05	2,2173E-02	2,2397E-06	4,9452E-07	8,2667E-05	1,4589E-05	3,6234E-06	4,8876E-07	2,2636E-06
40	14	0	6,9034E-06	5,9685E-04	5,9976E-05	2,2146E-02	2,6087E-06	3,2111E-07	8,7978E-05	1,7951E-05	7,5634E-06	8,6308E-07	1,4834E-07
40	14	5	6,9612E-06	5,9639E-04	6,0027E-05	2,2146E-02	2,7941E-06	8,0697E-07	8,8975E-05	1,7965E-05	4,5708E-06	7,6072E-07	3,2002E-06
40	16	0	6,7219E-06	5,5770E-04	6,6685E-05	2,2118E-02	3,1503E-06	4,4728E-07	9,3223E-05	2,1358E-05	9,4477E-06	1,2686E-06	2,0915E-07
40	16	5	6,8231E-06	5,5696E-04	6,6770E-05	2,2118E-02	3,3913E-06	1,2283E-06	9,4248E-05	2,1391E-05	5,5135E-06	1,1044E-06	4,2503E-06
40	18	0	6,5422E-06	5,2025E-04	7,3019E-05	2,2089E-02	3,7198E-06	6,0116E-07	9,7570E-05	2,4778E-05	1,1369E-05	1,7671E-06	2,7876E-07
40	18	5	6,7066E-06	5,1917E-04	7,3147E-05	2,2089E-02	4,0270E-06	1,7691E-06	9,8631E-05	2,4840E-05	6,4361E-06	1,5224E-06	5,3845E-06
40	20	0	6,3644E-06	4,8444E-04	7,8989E-05	2,2060E-02	4,3127E-06	7,8500E-07	1,0114E-04	2,8187E-05	1,3289E-05	2,3606E-06	3,5557E-07
40	20	5	6,6166E-06	4,8295E-04	7,9168E-05	2,2059E-02	4,6967E-06	2,4367E-06	1,0224E-04	2,8288E-05	7,3301E-06	2,0161E-06	6,5742E-06
70	2	0	8,0473E-06	8,7273E-04	1,0746E-05	2,2306E-02	1,9567E-07	3,6415E-09	2,3881E-05	8,6431E-07	1,0168E-07	1,2875E-09	2,6767E-10
70	2	5	8,0473E-06	8,7274E-04	1,0746E-05	2,2306E-02	2,3033E-07	3,8457E-09	2,5048E-05	8,6381E-07	7,9791E-08	1,2875E-09	2,2058E-08
70	4	0	7,8169E-06	8,2186E-04	2,0631E-05	2,2275E-02	5,1674E-07	1,9969E-08	4,4033E-05	2,9250E-06	6,4508E-07	1,7023E-08	3,5145E-09
70	4	5	7,8171E-06	8,2187E-04	2,0630E-05	2,2275E-02	5,6716E-07	2,2831E-08	4,5174E-05	2,9242E-06	4,9205E-07	1,6602E-08	1,5579E-07
70	6	0	7,5963E-06	7,7398E-04	2,9802E-05	2,2244E-02	9,1548E-07	5,3060E-08	6,0366E-05	5,6255E-06	1,6900E-06	6,9436E-08	1,4133E-08
70	6	5	7,5978E-06	7,7399E-04	2,9800E-05	2,2244E-02	9,8446E-07	7,2505E-08	6,1482E-05	5,6233E-06	1,2264E-06	6,6092E-08	4,7485E-07
70	8	0	7,3846E-06	7,2859E-04	3,8360E-05	2,2214E-02	1,3710E-06	1,0561E-07	7,3638E-05	8,7070E-06	3,1310E-06	1,7765E-07	3,5458E-08
70	8	5	7,3907E-06	7,2856E-04	3,8360E-05	2,2213E-02	1,4640E-06	1,7347E-07	7,4733E-05	8,7043E-06	2,1552E-06	1,6554E-07	1,0061E-06
70	10	0	7,1805E-06	6,8536E-04	4,6384E-05	2,2183E-02	1,8696E-06	1,7982E-07	8,4487E-05	1,2023E-05	4,8474E-06	3,5486E-07	6,9177E-08
70	10	5	7,1971E-06	6,8524E-04	4,6390E-05	2,2183E-02	1,9945E-06	3,4662E-07	8,5575E-05	1,2022E-05	3,1699E-06	3,2449E-07	1,7419E-06
70	12	0	6,9818E-06	6,4410E-04	5,3934E-05	2,2153E-02	2,4062E-06	2,7823E-07	9,3522E-05	1,5478E-05	6,7558E-06	6,0977E-07	1,1567E-07
70	12	5	7,0186E-06	6,4383E-04	5,3955E-05	2,2153E-02	2,5730E-06	6,1149E-07	9,4622E-05	1,5485E-05	4,2140E-06	5,4845E-07	2,6587E-06
70	14	0	6,7870E-06	6,0473E-04	6,1048E-05	2,2122E-02	2,9783E-06	4,0384E-07	1,0119E-04	1,9016E-05	8,7986E-06	9,4833E-07	1,7451E-07
70	14	5	6,8576E-06	6,0425E-04	6,1094E-05	2,2122E-02	3,1983E-06	9,8541E-07	1,0231E-04	1,9037E-05	5,2616E-06	8,4087E-07	3,7270E-06
70	16	0	6,5955E-06	5,6718E-04	6,7752E-05	2,2090E-02	3,5825E-06	5,5953E-07	1,0774E-04	2,2596E-05	1,0926E-05	1,3742E-06	2,4470E-07
70	16	5	6,7181E-06	5,6642E-04	6,7831E-05	2,2090E-02	3,8672E-06	1,4821E-06	1,0891E-04	2,2642E-05	6,2947E-06	1,2037E-06	4,9157E-06
70	18	0	6,4072E-06	5,3136E-04	7,4061E-05	2,2059E-02	4,2139E-06	7,4783E-07	1,1336E-04	2,6190E-05	1,3093E-05	1,8891E-06	3,2490E-07
70	18	5	6,6049E-06	5,3025E-04	7,4182E-05	2,2058E-02	4,5748E-06	2,1114E-06	1,1457E-04	2,6272E-05	7,3004E-06	1,6375E-06	6,1939E-06
70	20	0	6,2221E-06	4,9721E-04	7,9990E-05	2,2026E-02	4,8674E-06	9,7094E-07	1,1814E-04	2,9776E-05	1,5264E-05	2,4933E-06	4,1347E-07
70	20	5	6,5230E-06	4,9568E-04	8,0162E-05	2,2025E-02	5,3160E-06	2,8790E-06	1,1942E-04	2,9907E-05	8,2716E-06	2,1419E-06	7,5324E-06

Tabela 8. Obliczone gęstości jądrowe dla najważniejszych z punktu widzenia krytyczności produktów rozszczepienia, uwzględniając różne głębokości wypalenia, zawartości pary oraz 5-letni czas chłodzenia.

Table 8. Calculated nuclear densities for the most important fission products from the point of view of criticality, taking into account different burn-up, steam content and a 5-year cooling time.

Zawartość pary w wodzie [%]	Głębokość wypalenia [GWD/MTU]	Czas przechowywania [lata]	Gęstości jądrowe produktów rozszczepienia [atom/barn-cm]										
			Tc-99	Rh-103	Xe-131	Cs-133	Nd-143	Nd-148	Sm-147	Sm-149	Sm-151	Sm-152	Eu-155
0	2	0	2,8460E-06	7,3955E-07	1,2166E-06	2,9378E-06	2,1011E-06	8,4670E-07	2,0953E-08	7,9082E-08	1,5038E-07	2,0197E-07	1,3566E-08
0	2	5	3,0077E-06	1,6208E-06	1,4374E-06	3,3096E-06	2,8635E-06	8,4673E-07	7,9810E-07	1,0224E-07	1,4934E-07	2,0200E-07	6,5494E-09
0	4	0	5,8255E-06	2,1418E-06	2,6265E-06	6,2104E-06	4,8391E-06	1,6931E-06	9,5949E-08	8,2212E-08	2,2802E-07	4,7831E-07	2,1982E-08
0	4	5	5,9871E-06	3,2678E-06	2,8499E-06	6,5830E-06	5,6011E-06	1,6910E-06	1,7697E-06	1,0368E-07	2,2164E-07	4,7583E-07	9,2503E-09
0	6	0	8,7798E-06	3,7180E-06	4,0116E-06	9,4491E-06	7,4729E-06	2,5379E-06	2,1926E-07	7,9684E-08	2,6982E-07	7,8193E-07	2,9207E-08
0	6	5	8,9410E-06	4,9253E-06	4,2369E-06	9,8227E-06	8,2241E-06	2,5337E-06	2,7589E-06	9,9179E-08	2,5943E-07	7,7477E-07	1,1423E-08
0	8	0	1,1711E-05	5,3406E-06	5,3714E-06	1,2656E-05	9,9972E-06	3,3817E-06	3,8398E-07	7,7184E-08	2,9296E-07	1,0940E-06	3,6831E-08
0	8	5	1,1872E-05	6,5828E-06	5,5983E-06	1,3031E-05	1,0739E-05	3,3753E-06	3,7312E-06	9,5049E-08	2,7971E-07	1,0806E-06	1,3671E-08
0	10	0	1,4620E-05	6,9706E-06	6,7040E-06	1,5830E-05	1,2414E-05	4,2246E-06	5,8411E-07	7,6224E-08	3,0555E-07	1,4055E-06	4,5417E-08
0	10	5	1,4779E-05	8,2311E-06	6,9319E-06	1,6205E-05	1,3147E-05	4,2159E-06	4,6784E-06	9,2682E-08	2,9022E-07	1,3845E-06	1,6084E-08
0	12	0	1,7499E-05	8,5907E-06	8,0046E-06	1,8965E-05	1,4720E-05	5,0660E-06	8,1398E-07	7,5660E-08	3,1337E-07	1,7092E-06	5,5170E-08
0	12	5	1,7657E-05	9,8616E-06	8,2330E-06	1,9339E-05	1,5443E-05	5,0549E-06	5,5962E-06	9,0805E-08	2,9627E-07	1,6797E-06	1,8712E-08
0	14	0	2,0347E-05	1,0192E-05	9,2699E-06	2,2055E-05	1,6912E-05	5,9058E-06	1,0682E-06	7,4990E-08	3,1930E-07	2,0015E-06	6,6316E-08
0	14	5	2,0502E-05	1,1468E-05	9,4982E-06	2,2429E-05	1,7625E-05	5,8920E-06	6,4820E-06	8,8949E-08	3,0045E-07	1,9624E-06	2,1635E-08
0	16	0	2,3162E-05	1,1768E-05	1,0498E-05	2,5100E-05	1,8988E-05	6,7439E-06	1,3420E-06	7,4098E-08	3,2414E-07	2,2819E-06	7,9036E-08
0	16	5	2,3314E-05	1,3045E-05	1,0726E-05	2,5471E-05	1,9689E-05	6,7272E-06	7,3350E-06	8,7028E-08	3,0341E-07	2,2321E-06	2,4908E-08
0	18	0	2,5943E-05	1,3317E-05	1,1688E-05	2,8097E-05	2,0947E-05	7,5804E-06	1,6308E-06	7,3000E-08	3,2817E-07	2,5506E-06	9,3399E-08
0	18	5	2,6090E-05	1,4590E-05	1,1914E-05	2,8465E-05	2,1634E-05	7,5605E-06	8,1545E-06	8,5055E-08	3,0542E-07	2,4887E-06	2,8556E-08
0	20	0	2,8689E-05	1,4834E-05	1,2839E-05	3,1045E-05	2,2786E-05	8,4155E-06	1,9307E-06	7,1731E-08	3,3153E-07	2,8079E-06	1,0939E-07
0	20	5	2,8830E-05	1,6099E-05	1,3062E-05	3,1408E-05	2,3457E-05	8,3919E-06	8,9400E-06	8,3049E-08	3,0664E-07	2,7322E-06	3,2594E-08
40	2	0	2,8391E-06	7,4610E-07	1,2151E-06	2,9307E-06	2,0914E-06	8,4721E-07	2,0850E-08	8,6716E-08	1,5491E-07	1,9947E-07	1,3649E-08
40	2	5	3,0005E-06	1,6384E-06	1,4362E-06	3,3019E-06	2,8494E-06	8,4724E-07	7,9478E-07	1,1001E-07	1,5375E-07	1,9950E-07	6,5894E-09
40	4	0	5,8070E-06	2,1625E-06	2,6192E-06	6,1901E-06	4,8149E-06	1,6937E-06	9,5048E-08	9,1415E-08	2,3970E-07	4,6909E-07	2,2002E-08
40	4	5	5,9682E-06	3,3055E-06	2,8432E-06	6,5621E-06	5,5715E-06	1,6915E-06	1,7565E-06	1,1263E-07	2,3273E-07	4,6670E-07	9,3423E-09
40	6	0	8,7455E-06	3,7555E-06	3,9943E-06	9,4101E-06	7,4346E-06	2,5381E-06	2,1628E-07	8,9372E-08	2,8839E-07	7,6386E-07	2,9330E-08
40	6	5	8,9062E-06	4,9829E-06	4,2203E-06	9,7829E-06	8,1796E-06	2,5338E-06	2,7303E-06	1,0817E-07	2,7675E-07	7,5688E-07	1,1634E-08
40	8	0	1,1657E-05	5,3949E-06	5,3398E-06	1,2593E-05	9,9464E-06	3,3810E-06	3,7725E-07	8,6747E-08	3,1756E-07	1,0654E-06	3,7251E-08

40	8	5	1,1817E-05	6,6587E-06	5,5673E-06	1,2966E-05	1,0682E-05	3,3745E-06	3,6824E-06	1,0358E-07	3,0232E-07	1,0521E-06	1,4040E-08
40	10	0	1,4542E-05	7,0410E-06	6,6545E-06	1,5737E-05	1,2355E-05	4,2228E-06	5,7170E-07	8,5891E-08	3,3518E-07	1,3649E-06	4,6330E-08
40	10	5	1,4700E-05	8,3235E-06	6,8830E-06	1,6111E-05	1,3081E-05	4,2139E-06	4,6055E-06	1,0106E-07	3,1712E-07	1,3440E-06	1,6643E-08
40	12	0	1,7396E-05	8,6761E-06	7,9346E-06	1,8839E-05	1,4658E-05	5,0629E-06	7,9387E-07	8,5719E-08	3,4699E-07	1,6556E-06	5,6739E-08
40	12	5	1,7552E-05	9,9688E-06	8,1635E-06	1,9212E-05	1,5375E-05	5,0516E-06	5,4960E-06	9,9358E-08	3,2649E-07	1,6259E-06	1,9472E-08
40	14	0	2,0217E-05	1,0291E-05	9,1769E-06	2,1893E-05	1,6856E-05	5,9013E-06	1,0384E-06	8,5571E-08	3,5644E-07	1,9334E-06	6,8636E-08
40	14	5	2,0369E-05	1,1588E-05	9,4055E-06	2,2265E-05	1,7562E-05	5,8873E-06	6,3517E-06	9,7802E-08	3,3355E-07	1,8938E-06	2,2588E-08
40	16	0	2,3002E-05	1,1880E-05	1,0380E-05	2,4898E-05	1,8948E-05	6,7379E-06	1,3003E-06	8,5200E-08	3,6466E-07	2,1976E-06	8,2172E-08
40	16	5	2,3150E-05	1,3177E-05	1,0607E-05	2,5267E-05	1,9642E-05	6,7209E-06	7,1716E-06	9,6188E-08	3,3928E-07	2,1469E-06	2,6041E-08
40	18	0	2,5751E-05	1,3440E-05	1,1543E-05	2,7852E-05	2,0933E-05	7,5728E-06	1,5753E-06	8,4586E-08	3,7199E-07	2,4487E-06	9,7403E-08
40	18	5	2,5893E-05	1,4732E-05	1,1768E-05	2,8216E-05	2,1614E-05	7,5524E-06	7,9555E-06	9,4505E-08	3,4396E-07	2,3853E-06	2,9849E-08
40	20	0	2,8464E-05	1,4967E-05	1,2665E-05	3,0754E-05	2,2811E-05	8,4060E-06	1,8596E-06	8,3766E-08	3,7855E-07	2,6872E-06	1,1429E-07
40	20	5	2,8599E-05	1,6250E-05	1,2887E-05	3,1112E-05	2,3476E-05	8,3819E-06	8,7032E-06	9,2772E-08	3,4774E-07	2,6095E-06	3,4013E-08
70	2	0	2,8319E-06	7,5287E-07	1,2133E-06	2,9234E-06	2,0813E-06	8,4785E-07	2,0744E-08	9,5842E-08	1,5964E-07	1,9677E-07	1,3742E-08
70	2	5	2,9931E-06	1,6564E-06	1,4349E-06	3,2941E-06	2,8349E-06	8,4789E-07	7,9152E-07	1,1927E-07	1,5836E-07	1,9680E-07	6,6349E-09
70	4	0	5,7880E-06	2,1828E-06	2,6109E-06	6,1693E-06	4,7900E-06	1,6945E-06	9,4138E-08	1,0267E-07	2,5206E-07	4,5881E-07	2,2035E-08
70	4	5	5,9488E-06	3,3424E-06	2,8354E-06	6,5406E-06	5,5411E-06	1,6923E-06	1,7432E-06	1,2356E-07	2,4446E-07	4,5653E-07	9,4332E-09
70	6	0	8,7104E-06	3,7905E-06	3,9745E-06	9,3698E-06	7,3953E-06	2,5386E-06	2,1329E-07	1,0150E-07	3,0844E-07	7,4335E-07	2,9469E-08
70	6	5	8,8706E-06	5,0368E-06	4,2011E-06	9,7417E-06	8,1342E-06	2,5342E-06	2,7011E-06	1,1946E-07	2,9544E-07	7,3660E-07	1,1835E-08
70	8	0	1,1602E-05	5,4433E-06	5,3042E-06	1,2527E-05	9,8947E-06	3,3808E-06	3,7049E-07	9,8819E-08	3,4470E-07	1,0326E-06	3,7687E-08
70	8	5	1,1761E-05	6,7270E-06	5,5323E-06	1,2899E-05	1,0623E-05	3,3742E-06	3,6322E-06	1,1440E-07	3,2724E-07	1,0196E-06	1,4394E-08
70	10	0	1,4463E-05	7,1009E-06	6,5995E-06	1,5641E-05	1,2294E-05	4,2214E-06	5,5927E-07	9,7909E-08	3,6855E-07	1,3183E-06	4,7265E-08
70	10	5	1,4620E-05	8,4036E-06	6,8285E-06	1,6013E-05	1,3013E-05	4,2125E-06	4,5300E-06	1,1155E-07	3,4739E-07	1,2977E-06	1,7187E-08
70	12	0	1,7292E-05	8,7462E-06	7,8578E-06	1,8708E-05	1,4595E-05	5,0603E-06	7,7378E-07	9,8086E-08	3,8545E-07	1,5946E-06	5,8345E-08
70	12	5	1,7446E-05	1,0059E-05	8,0871E-06	1,9080E-05	1,5304E-05	5,0489E-06	5,3919E-06	1,0995E-07	3,6101E-07	1,5650E-06	2,0220E-08
70	14	0	2,0085E-05	1,0369E-05	9,0763E-06	2,1725E-05	1,6797E-05	5,8973E-06	1,0086E-06	9,8503E-08	3,9923E-07	1,8572E-06	7,1018E-08
70	14	5	2,0235E-05	1,1686E-05	9,3051E-06	2,2095E-05	1,7496E-05	5,8831E-06	6,2160E-06	1,0873E-07	3,7163E-07	1,8174E-06	2,3533E-08
70	16	0	2,2841E-05	1,1965E-05	1,0254E-05	2,4689E-05	1,8902E-05	6,7324E-06	1,2590E-06	9,8776E-08	4,1156E-07	2,1050E-06	8,5381E-08
70	16	5	2,2985E-05	1,3281E-05	1,0481E-05	2,5055E-05	1,9590E-05	6,7151E-06	7,0015E-06	1,0752E-07	3,8071E-07	2,0536E-06	2,7162E-08
70	18	0	2,5559E-05	1,3530E-05	1,1390E-05	2,7600E-05	2,0910E-05	7,5656E-06	1,5206E-06	9,8799E-08	4,2292E-07	2,3385E-06	1,0147E-07
70	18	5	2,5696E-05	1,4840E-05	1,1614E-05	2,7960E-05	2,1585E-05	7,5449E-06	7,7483E-06	1,0624E-07	3,8868E-07	2,2740E-06	3,1121E-08
70	20	0	2,8240E-05	1,5062E-05	1,2484E-05	3,0456E-05	2,2823E-05	8,3970E-06	1,7897E-06	9,8584E-08	4,3349E-07	2,5585E-06	1,1922E-07
70	20	5	2,8368E-05	1,6363E-05	1,2704E-05	3,0808E-05	2,3482E-05	8,3724E-06	8,4567E-06	1,0490E-07	3,9572E-07	2,4795E-06	3,5401E-08

proces ten przebiega najszybciej dla przypadku 0% pary, gdzie strumień neutronów termicznych jest największy. Zależność wypalania prętów z gadolinem od wypalania całej kasy (rys. 7) wskazuje na mniejsze tempo wypalania truciźny w stosunku do średniej dla całego zestawu, co jest wynikiem lokalnego tłumienia strumienia neutronów. Szczegółowe dane dotyczące składu izotopowego aktywności i produktów rozszczepienia (tab. 7 i 8) stanowią kompletną bazę danych dla dalszych, szczegółowych analiz bezpieczeństwa, np. w ramach koncepcji burnup credit.

Porównanie z wynikami zbiorczymi opublikowanymi w raporcie OECD/NEA wskazuje, że kształt krzywych k-inf oraz rząd wielkości stężeń Gd-155/Gd-157 dla zgłoszenia SC20 są spójne z trendami i zakresem rozrzutu prezentowanym w publikacji. Wartości piku reaktywności dla analizowanych wariantów zawartości pary (ok. 1,250 dla 0% pary; 1,216 dla 40% pary; 1,177 dla 70% pary) mieszczą się w zakresie raportowanym. Jednocześnie, zgodnie z uwagą redakcyjną raportu OECD/NEA, wyniki SC20 dla aktywności wskazują na prawdopodobny błąd w początkowym składzie izotopowym uranu, przez co nie były uwzględniane w analizach statystycznych aktywności. Z tego względu w niniejszym tekście nie formułowane są wnioski porównawcze dla szczegółowych koncentracji aktywności. Prezentowane tabele traktowane są jako materiał uzupełniający do dalszych analiz.

Ogólne wnioski płynące z benchmarku Fazy IIB, sformułowane w raporcie OECD [1], wskazują na kilka kluczowych aspektów. Po pierwsze, największym źródłem rozbieżności w wynikach między uczestnikami okazały się zastosowane biblioteki danych jądrowych, a w mniejszym stopniu sam kod obliczeniowy czy metoda rozwiązania równania transportu. Zaobserwowano, że wykluczenie wyników opartych na starszych generacjach bibliotek (np. ENDF/B-V) znacząco zmniejszało całkowity rozrzut wyników k-inf. Benchmark wykazał również, że o ile stężenia głównych izotopów, jak U-238, są obliczane z bardzo dużą zgodnością (odchylenie poniżej 0,07%), to istnieją znaczne niepewności w predykcji gęstości jądrowych kluczowych izotopów gadolinu (2 do 44% dla Gd-155) oraz niektórych produktów rozszczepienia, zwłaszcza Sm-149, Sm-151 i Eu-155 (2 rzędu 10–26%). Wyniki te podkreślają wagę dalszych prac nad doskonaleniem danych jądrowych i walidacją kodów obliczeniowych, które są niezbędne do wiarygodnych analiz bezpieczeństwa wypalonego paliwa jądrowego.

Notka o autorze

mgr Łukasz Koszuk – fizyk jądrowy, absolwent Wydziału Fizyki Uniwersytetu Warszawskiego, obecnie pracownik Wydziału Fizyki Politechniki Warszawskiej, współzałożyciel i prezes Fundacji Forum Atomowe, prowadzi także własną firmę doradczą „AI and Nuclear”. Jest także delegatem do grupy roboczej NEA/OECD *Working Party on Nuclear Criticality Safety*.

Literatura

1. NEA (2022), Burnup Credit Criticality Benchmark Phase IIID: Burnup Calculations of Gadolinium- Bearing Fuel Rods in Boiling Water Reactor Assemblies for Storage and Transportation, OECD Publishing, Paris.
2. Galahom, A. A., et al. (2016). Investigation of different burnable absorbers effects on the neutronic characteristics of PWR assembly. *Journal of Taibah University for Science*, 10(6), 872–882.
3. Rauscher, T., et al. (2019). Cross section measurements of $^{155,157}\text{Gd}(n, \gamma)$ induced by thermal and epithermal neutrons. *The European Physical Journal A*, 55(1), 9.
4. Bolukbasi, M., et al. (2017). Performance and economic assessment of enriched gadolinia burnable absorbers. *Nuclear Engineering and Design*, 313, 329–336.
5. Kim, H., et al. (2022). Development of a high performance burnable absorber for soluble-boron-free SMR. *Nuclear Engineering and Technology*, 54(7), 2545–2555.
6. NIST, Atomic Weights and Isotopic Compositions – Gadolinium (Gd), [online].
7. Noguere, G., Leconte, P., Bernard, D., Pottier, M., Paradela, C., Kopecky, S., & Schillebeeckx, P. (2024). Generation of particle self-shielded neutron cross-sections for the Monte-Carlo code TRIPOLI-4®. *EPJ Nuclear Sciences and Technologies*, 10, Article 18.
8. Radaideh, M. I., et al. (2019). Advanced BWR criticality safety part II: Cask criticality burnup credit sensitivity and uncertainty analyses. *Annals of Nuclear Energy*, 132, 506–520.
9. Ahn, V. V., et al. (2018). Compound effects of operating parameters on burnup credit in boiling water reactor spent fuel assemblies. *Journal of the Korean Physical Society*, 72(10), 1229–1238.
10. Clarity, J. B., & Twardowski, T. (2016). An Overview of NRC's BWR Burnup Credit Research Project. PATRAM 2016.
11. Ghayeb, S., & Wilson, V. (2016). Regulatory research on use of burnup credit for criticality safety in BWR spent fuel transportation packages. In *Proceedings of the 18th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 2016)* (Paper No. 2023). U.S. Nuclear Regulatory Commission.
12. International Atomic Energy Agency. (2007). Implementation of Burnup Credit in Spent Fuel Management Systems. IAEA-TEC-DOC-1547. Vienna: IAEA.
13. Rearden, Bradley T., & Jessee, Matthew Anderson (2017). SCALE Code System 6.2.2.

Zapasowe agregaty prądotwórcze z silnikami wysokoprężnymi w elektrowniach jądrowych. Część 1

Emergency Diesel Generators in Nuclear Power Plants. Part 1

Jacek Nowicki

Państwowa Agencja Atomistyki, Departament Bezpieczeństwa Jądrowego, Wydział Oceny i Zezwoleń

Streszczenie: Zapasowe agregaty prądotwórcze z silnikami Diesla są kluczowymi rezerwowymi źródłami zasilania w elektrowniach jądrowych, przede wszystkim w celu zapewnienia bezpiecznego wyłączenia reaktora w przypadku utraty zasilania zewnętrznego. Dostarczają one zasilanie do kluczowych systemów bezpieczeństwa, takich jak systemy chłodzenia rdzenia i systemy sterowania, zapobiegając uwolnieniu materiałów radioaktywnych. Zapasowe agregaty prądotwórcze są projektowane i testowane w taki sposób, aby były odporne na wstrząsy sejsmiczne i inne zakłócenia, zapewniając ich prawidłowe działanie w sytuacjach awaryjnych. W istocie urządzenia te stanowią jedną z ostatnich linii obrony w elektrowni jądrowej, chroniąc przed potencjalnymi zagrożeniami poprzez utrzymanie kluczowych systemów bezpieczeństwa w przypadku awarii innych źródeł zasilania.

Słowa kluczowe: Zapasowe agregaty prądotwórcze z silnikami Diesla, spalinowe silniki wysokoprężne, zasilanie zewnętrzne i miejscowe urządzeń energetycznego bloku jądrowego, bezpieczeństwo zasilania urządzeń elektrycznych klasy 1E.

Abstract: Emergency Diesel Generators (EDGs) are crucial backup power sources in nuclear power plants, primarily to ensure safe reactor shutdown in the event of a loss of external power. They provide power to key safety systems, such as reactor core cooling and control systems, preventing the release of radioactive materials. Backup generators are designed and tested to withstand seismic events and other disruptions, ensuring their proper operation in emergency situations. In essence, these devices constitute one of the last lines of defense in a nuclear power plant, protecting against potential threats by maintaining critical safety systems in the event of a failure of other power sources.

Keywords: Emergency Diesel Generators in nuclear power plants, internal combustion engines, offsite and onsite power supply of nuclear power plants, safety of power supply of Class 1E electrical equipment.

1. Wprowadzenie

Specyfika pracy elektrowni jądrowej wymaga zapewnienia potężnych **źródeł zasilania zapasowego** potrzeb własnych w celu spełnienia surowych rygorów bezpieczeństwa jądrowego. Podstawowym źródłem zasilania, z którego elektrownia jądrowa korzysta w sytuacji odstawienia bloku – gdy potrzeby własne nie są zasilane z własnego turbo-generatora, jest oczywiście **sieć energetyki zawodowej** wysokich i najwyższych napięć zapewniająca w normalnych warunkach dostęp do pewnego i stabilnego źródła zasilania [12]. Należy jednak uwzględnić przypadki, w których

zasilanie z tejże sieci może być niedostępne, na przykład na skutek poważnej awarii w systemie elektroenergetycznym. W takiej sytuacji konieczne jest korzystanie z miejscowych źródeł zasilania – tj. znajdujących się na terenie bloku energetycznego. Wśród nich wyróżnić można: **agregaty prądotwórcze prądu przemiennego** napędzane silnikami spalinowymi oraz **baterie akumulatorów prądu stałego**. Począwszy od pierwszej generacji elektrowni jądrowych w latach pięćdziesiątych i sześćdziesiątych ubiegłego stulecia, rolę podstawowych źródeł zasilania zapasowego prądu przemiennego odgrywają agregaty

prądowórcze napędzane spalinowymi silnikami wysokoprężnymi, które w sytuacji awaryjnego wyłączenia bloku energetycznego są w stanie zapewnić dostępność energii elektrycznej przede wszystkim dla pracy systemów odbierających ciepło powyłączeniowe z reaktora jądrowego.

Agregaty zasilania zapasowego w elektrowniach jądrowych są w istocie mniejszymi, kompletnymi i autonomicznymi elektrowniami. Pewność rozruchu i pracy zapasowych agregatów prądowórczych są czynnikami o podstawowym znaczeniu dla energetycznych bloków jądrowych II generacji, stanowiących większość eksploatowanych obecnie elektrowni jądrowych na świecie. Zapewniają one zasilanie prądem przemiennym kluczowych układów związanych z bezpieczeństwem jądrowym w sytuacji zaniku zasilania z głównego generatora blokowego oraz niedostępności zasilania z zewnętrznej sieci energetyki zawodowej.

Warto tu zwrócić uwagę, że w elektrowniach jądrowych I i II generacji wyposażonych w aktywne układy bezpieczeństwa zapewnienie pewności zasilania prądu przemiennego z agregatów prądowórczych stanowiło wymaganie o absolutnie pierwszoplanowym znaczeniu. W części spośród dużych energetycznych bloków jądrowych generacji III i III+, których projekty uwzględniają postulaty bezpieczeństwa pasywnego, dla działania układów odbioru ciepła powyłączeniowego z reaktora dostępność zasilania z zewnętrznych lub miejscowych źródeł zasilania elektrycznego o dużej mocy nie jest już warunkiem koniecznym. Przykładami takich rozwiązań są np. duże bloki energetyczne AP1000 i ESBWR (o mocy rzędu 1–1,5 GW) i bloki bazujące na małych reaktorach modułowych SMR (<300 MW) – np. BWRX-300. Inne rozwiązania generacji III/III+, jak np. EPR opierają się na aktywnych systemach bezpieczeństwa i wymagają w sytuacjach awaryjnych wielokrotnionego zasilania elektrycznego dużej mocy z agregatów prądowórczych. W każdym jednak przypadku rezerwowe agregaty prądowórcze są i będą w przewidywalnej przyszłości nadal nieodłącznymi elementami wyposażenia każdego obiektu energetyki jądrowej.

2. Dlaczego agregaty dieslowskie?

Agregaty prądowórcze stosowane w elektrowniach jądrowych są *de facto* same w sobie sporymi elektrowniami złożonymi z silników napędowych, generatorów elektrycznych, układów rozruchowych, paliwowych, rozdzielczych i zabezpieczeniowych, przeznaczonych do specyficznego zastosowania zapewnienia zasilania zapasowego niezbędnych systemów potrzeb własnych energetycznego bloku jądrowego w sytuacji awaryjnej. Choć możliwe bywa tu zastosowanie innych źródeł zasilania zapasowego o dużej mocy – np. hydrogeneratorów lub generatorów napędzanych turbinami gazowymi (o czym będzie jeszcze mowa w drugiej części tego artykułu), to jednak agregaty napędzane silnikami wysokoprężnymi stały się dominującym

rozwiązaniem technicznym [11, 13]. Zadecydowała o tym przede wszystkim dojrzałość techniczna napędu dieslowskiego bazująca na doświadczeniach zdobytych od przełomu XIX i XX stulecia w cywilnych i wojskowych zastosowaniach w pojazdach lądowych oraz napędach morskich, a także stacjonarnych elektrowniach. Pierwsze morskie reaktory napędowe dla okrętów podwodnych powstawały w Stanach Zjednoczonych na przełomie lat czterdziestych i pięćdziesiątych w środowiskach konstruktorów, którym morskie układy napędów diesel-elektrycznych były doskonale znane. Z wysoką dozą pewności można uznać, że wyjątkowa pozycja agregatów z silnikami wysokoprężnymi w wojskowej i cywilnej energetyce jądrowej miała swoje korzenie właśnie w tym czasie i miejscu.

Dwa podstawowe czynniki zadecydowały o powszechnym użyciu agregatów z silnikami Diesla w układach zasilania awaryjnego elektrowni jądrowych, jeszcze w początkowym okresie rozwoju energetyki jądrowej w USA:

1. Na podstawie możliwych scenariuszy awarii określono, jak szybko musi być dostarczone zasilanie elektryczne dla układu zapasowego chłodzenia rdzenia reaktora (ang. *Emergency Core Cooling System* – ECCS), aby uniknąć jego przegrzania. Wiele spośród wczesnych reaktorów jądrowych wymagało włączenia zasilania dla układu zapasowego chłodzenia rdzenia w ciągu zaledwie 15 do 30 sekund. W celu zachowania marginesu bezpieczeństwa przyjęto wówczas, że maksymalne opóźnienie w dostarczeniu napięcia z rezerwowego źródła zasilania dla odbiorników energii elektrycznej, jakie muszą zostać zasilone w pierwszej kolejności, nie może przekraczać 10 sekund. Dalsze odbiory podłączane były do zapasowego źródła zasilania stopniowo, zgodnie z ustaloną sekwencją.
2. Uznano, że agregaty dieslowskie są dostatecznie niezawodnymi źródłami energii elektrycznej zdolnymi do bardzo szybkiego rozruchu i szybkiego przejścia dużego obciążenia. Dodatkowym argumentem było zastosowanie analogicznego układu w pierwszych siłowniach jądrowych budowanych na potrzeby wojskowych napędów okrętowych.

W porównaniu z innymi silnikami spalinowymi silnik wysokoprężny oferuje szereg zalet, w tym [11, 13]:

- wysoką niezawodność działania i niskie ryzyko pożaru;
- możliwość pracy ciągłej przez długi czas;
- względnie niskie koszty paliwa, wysoką sprawność i niskie zużycie paliwa na jednostkę czasu;
- wysoką osiąganą moc na jednostkę masy silnika dzięki czemu stosunek gabarytów do masy tych urządzeń jest bardzo korzystny;
- wysoki stały moment obrotowy;
- możliwość bardzo szybkiego rozruchu: w zależności od mocy i konfiguracji jednostki jest to od kilku-kilkunastu sekund do 1–2 minut;
- względnie niewielkie wymagania dotyczące układów chłodzenia.

3. Wysokoprężny silnik spalinowy

Silniki cieplne, tłokowe o spalaniu wewnętrznym i zapłonie samoczynnym, w których ciśnienie maksymalne czynnika jest znacznie wyższe niż w silnikach niskoprężnych (np. o zapłonie iskrowym), nazywane są silnikami wysokoprężnymi lub silnikami Diesla, od nazwiska swego wynalazcy: **Rudolfa Diesla** (1858–1913) – patrz rysunek 1. Diesel rozpoczął prace nad swoim silnikiem już w 1889 roku i złożył w Cesarskim Urzędzie Patentowym w Berlinie odpowiedni wniosek w lutym 1892 roku. Rezultaty jego rozważań inżynierskich zostały przedstawione w wydanej w 1893 roku książce zatytułowanej „Teoria i konstrukcja racjonalnych silników cieplnych mogących zastąpić silniki parowe i znane obecnie silniki spalinowe” (niem. *Theorie und Konstruktion eines rationellen Wärmemotors zum Ersatz der Dampfmaschinen und der heute bekannten Verbrennungsmotoren*). W latach 1893–1897 w zakładach Maschinenfabrik Augsburg AG należących do Heinricha Buza powstał prototyp silnika wysokoprężnego. Prace nad nim sfinansowało przedsiębiorstwo Kruppa. Silnik konstrukcji Rudolfa Diesla nie tylko przyniósł swemu twórcy ogromną sławę i bogactwo, ale przede wszystkim zrewolucjonizował w kolejnych dziesięcioleciach wiele dziedzin transportu i energetyki. Nazwa „diesel” (pisana małą lub wielką literą) weszła do większości języków świata jako określenie



Rys. 1. Rudolf Diesel (1858–1913) – twórca spalinowego silnika wysokoprężnego (fot. domena publiczna).

Fig. 1. Rudolf Diesel (1858–1913) – inventor of the internal combustion compression-ignition engine engine (source: public domain).

spalinowego silnika wysokoprężnego i stosowanego w nim paliwa: oleju napędowego będącego mieszaniną węglowodorów parafinowych, naftenowych i aromatycznych uzyskiwaną w procesie destylacji surowej ropy naftowej.

W silniku Diesla energia chemiczna zawarta w oleju napędowym jest przekształcana w energię cieplną w procesie spalania. Energia cieplna zawarta w gorących gazach spalinowych jest przekształcana w energię mechaniczną poprzez ich rozprężanie i chłodzenie. W ten sposób powstają siły działające na tłoki, korbowody i wał korbowy. Te podzespoły przekształcają liniowy, posuwisto-zwrotny ruch tłoków na ruch obrotowy wału korbowego. Spalanie w silniku wysokoprężnym jest reakcją chemiczną pomiędzy wodorem oraz węglem (wchodzącymi w skład paliwa węglowodorowego) a tlenem (dostarczany wraz z powietrzem atmosferycznym), w wyniku której uwalniana jest energia w postaci ciepła. Dla skutecznego zapłonu muszą być obecne trzy kluczowe elementy: paliwo, tlen oraz wysokie ciśnienie i wysoka temperatura wewnątrz cylindra. Wyeliminowanie któregośkolwiek z nich uniemożliwia proces spalania.

- **Paliwo** – olej napędowy, dostarcza energię dla reakcji chemicznej spalania. W cylindrach silnika energia chemiczna paliwa jest przekształcana w energię cieplną. Średnio olej napędowy odznacza się wartością opałową od 42 do 44 MJ/kg.
- **Tlen** z powietrza atmosferycznego jest drugim kluczowym elementem procesu spalania. Łączy się on z węglem i wodorem zawartym w paliwie, wytwarzając gazy spalinowe i ciepło.
- Zasadą działania tłokowego silnika wysokoprężnego jest sprężanie powietrza wewnątrz cylindrów do **wysokiego ciśnienia i wysokiej temperatury**, przekraczającej temperaturę zapłonu paliwa. Nie ma tu ryzyka samozapłonu, ponieważ sprężaniu podlega samo powietrze, zaś rozpylona mieszanka paliwowa dostarczana jest dopiero w chwili, kiedy ma się rozpocząć jej spalanie. Zapłon następuje zatem samoczynnie, bez inicjowania go za pomocą iskry elektrycznej, jak to ma miejsce w klasycznych silnikach Otto (np. w benzynowym silniku gaźnikowym). Paliwo wtryskiwane do silnika powinno odznaczać się szybkim i łatwym zapłonem w temperaturze, jaka panuje po sprężeniu powietrza [13].

Współcześnie spalinowe silniki wysokoprężne osiągają moce od kilkudziesięciu koni mechanicznych ($1 \text{ kW} = 1,36 \text{ KM}$) w przypadku konstrukcji czterocylindrowych stosowanych do napędu mniejszych samochodów osobowych do ponad 100 tysięcy KM (ponad 80 MW) w przypadku największych, kilkunastocylindrowych jednostek przeznaczonych dla układów napędowych dużych statków morskich, np. tankowców lub kontenerowców.

Silniki Diesla stosowane w zapasowych układach zasilania elektrowni jądrowych pozwalają na uzyskiwanie mocy rzędu od kilku do kilkunastu megawatów. Pod

względem osiąganych mocy, rozmiarów i większości rozwiązań konstrukcyjnych są one zatem zbliżone do silników spalinowych stosowanych w okrętach podwodnych o napędzie konwencjonalnym (diesel-elektrycznym), a także w dużych lokomotywach spalinowych.

Typowym rozwiązaniem jest tu silnik widlasty, wielocylindrowy rzędowy, w którym cylindry umieszczone są w dwóch rzędach pod określonym kątem wobec siebie. Tłoki w obu rzędach cylindrów połączone są korbami z wspólnym wałem korbowym. Układ widlasty silnika oprócz zwartej konstrukcji pozwala na duże pojemności skokowe cylindrów i tym samym uzyskanie wysokiej mocy. Stosowane są konfiguracje 12-, 14-, 16-, 18-, 20-cylindrowe. Znamionowa prędkość obrotowa, w zależności od typu silnika, wynosi od 600 do 1000 obr./min.

Stosowane są dwa typowe rozwiązania konstrukcyjne silników wysokoprężnych: dwusuwowe i czterosuwowe. Silniki Diesla czterosuwowe są najbardziej rozpowszechnione w większości zastosowań od najmniejszych do największych mocy znamionowych, począwszy od napędów samochodowych, a skończywszy na wielkich napędach morskich i przemysłowych agregatach prądowórczych. Wysokoprężne silniki dwusuwowe, w porównaniu do czterosuwowych, mają tendencję do generowania większej ilości zanieczyszczeń, co ogranicza ich zastosowanie w aplikacjach o mniejszej mocy znamionowej, np. w napędach samochodowych, gdzie obowiązują surowe normy emisji spalin. Odznaczają się one wysoką mocą na jednostkę masy i prostszą konstrukcją.

W czterosuwowym silniku wysokoprężnym wszystkie zdarzenia zachodzą podczas czterech suwów tłoka lub dwóch obrotów wału korbowego. Zaczynając od tłoka w górnym punkcie suwu i otwartego zaworu dolotowego powietrza, tłok przesuwa się w dół, zasysając powietrze do cylindra. Krótco po osiągnięciu przez tłok dolnego punktu suwu zawór dolotowy powietrza zamyka się. Gdy tłok porusza się w górę, cylinder zostaje uszczelniony, a powietrze sprężone. Temperatura powietrza wzrasta w miarę sprężania, a paliwo jest wtryskiwane na krótko przed osiągnięciem przez tłok górnego punktu suwu. Paliwo jest natychmiast zapalane przez gorące powietrze i rozpoczyna się jego spalanie. Pod wpływem ciepła spalania gazy rozprężają się i dociskają tłok w dół podczas suwu pracy. Tuż przed końcem suwu otwiera się zawór wydechowy, który pozostaje otwarty przez cały suw wydechu. Zawory dolotowe powietrza otwierają się pod koniec suwu wydechu, umożliwiając napływającemu powietrzu oczyszczenie cylindra ze spalin i wspomaganie chłodzenia.

Cykl dwusuwowy składa się z suwu w dół i suwu w górę. Każdy suw w dół obejmuje fazę pracy, a każdy suw w górę fazę sprężania. W dwusuwowym silniku wysokoprężnym oba zawory w górnej części cylindra są zaworami wydechowymi. Kanały dolotowe powietrza (otwory) w dolnej ścianie cylindra są otwierane lub zamykane

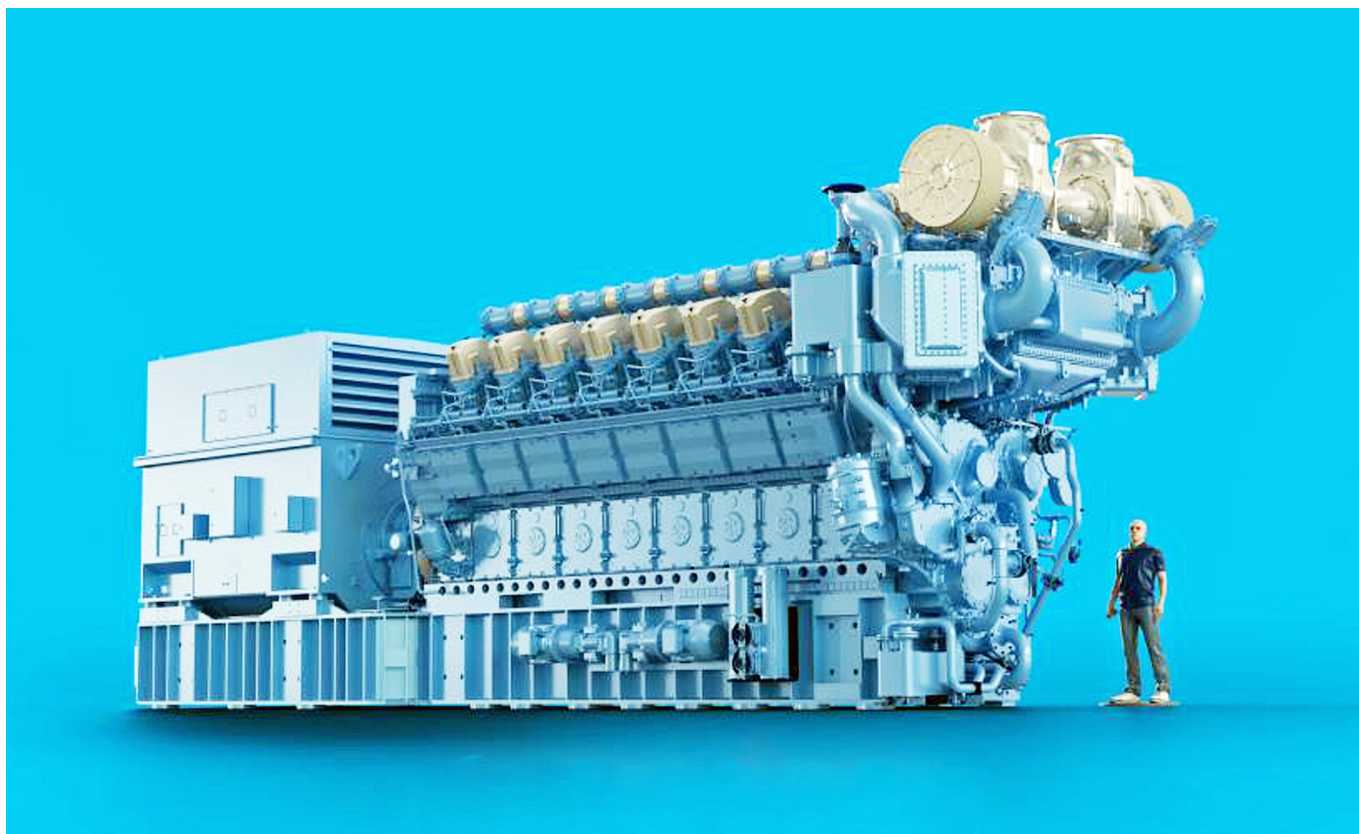
w zależności od położenia tłoka w cylindrze. Gdy tłok znajduje się blisko dna między suwami, kanały dolotowe są otwarte, a powietrze jest wtłaczane do cylindra przez dmuchawę (pompę powietrza). Świeże powietrze wpadające do cylindra wypycha (przedmucha) resztkowe gazy spalinowe z jego wnętrza przez otwarte zawory wydechowe. Zatem cykl dwusuwowy łączy funkcję przedmuchu spalin i dolotu powietrza wokół dolnego martwego punktu cyklu. W miarę jak tłok unosi się, zawory wydechowe zamykają się, a dmuchawa tłoczy dodatkowe powietrze przez kanały dolotowe, powodując wzrost ciśnienia powietrza w cylindrze powyżej ciśnienia atmosferycznego (doładowanie). W miarę jak tłok unosi się, kanały dolotowe zamykają się, a ciągły ruch tłoka w górę spręża powietrze w cylindrze. Gdy tłok zbliża się do górnej części suwu w górę, wtryskiwacz wtryskuje paliwo do cylindra. Mieszanka paliwowo-powietrzna zapala się pod wpływem ciepła wytworzonego podczas sprężania powietrza. Proces spalania powoduje gwałtowny wzrost temperatury i ciśnienia gazu w cylindrze, co powoduje popychanie tłoka w dół. Rozprężający się gaz działa na tłok, wytwarzając moc mechaniczną.

4. Zabudowa, układy i podzespoły agregatu prądowórczego

W energetycznym bloku jądrowym agregaty prądowórcze instalowane są na ogół w oddzielnych budynkach znajdujących się w bezpośredniej bliskości zabudowań wysp jądrowej i turbinowej. Takie odseparowanie pozytywnie wpływa na podwyższenie bezpieczeństwa i ułatwia dostęp do agregatów w sytuacjach awaryjnych. Jeżeli w budynku zabudowane są dwie jednostki prądowórcze, wówczas oddziela się je tzw. ścianą ogniową (ang. *firewall*), chroniącą przed rozprzestrzenieniem się ognia na drugą jednostkę w przypadku pożaru pierwszej. Budynki mieszczące agregaty są niejednokrotnie rozmieszczane po przeciwnych stronach wyspy jądrowej, tak aby zapewnić dodatkową redundancję na wypadek uderzenia statku powietrznego.

Wysokoprężny silnik spalinowy zabudowany jest na ogół na wspólnej konstrukcji wsporczej z napędzanym przez niego generatorem elektrycznym wraz z łączącym je sprzęgłem na wale oraz kołem zamachowym (patrz rysunek 2). Większość spośród układów i podzespołów niezbędnych do działania agregatu znajduje się wewnątrz budynku, w którym jest on zainstalowany.

Konfiguracja układów zasilania awaryjnego w elektrowni jądrowej zapewniać musi niezbędną redundancję. Z zasady powinny być stosowane co najmniej dwa wzajemnie rezerwujące się układy, choć bywa stosowane zwielokrotnienie trzy- lub czterokrotne. W blokach z reaktorami wodno-ciśnieniowymi typu EPR i APR-1400 zastosowano aż cztery duże jednostki agregatów prądo-



Rys. 2. Agregat prądowórczy zasilania zapasowego dla elektrowni jądrowej: zespół silnika wysokoprężnego i generatora synchronicznego zabudowany na wspólnej konstrukcji wsporczej (rys. Électricité de France / Eiffage / SPIESPIE Nucléaire).

Fig. 2. Emergency Diesel Generator for a nuclear power plant: a diesel engine and synchronous generator assembly mounted on a common support structure (source: Électricité de France / Eiffage / SPIESPIE Nucléaire).

twórczych o mocy kilku megawatów każdy uzupełnione o dwie mniejsze jednostki (razem aż 6 agregatów). W przypadku bloku EPR cztery większe jednostki mają moc znamionową po 7,8 MW każda, a dwie mniejsze po 3 MW każda. W bloku AP1000, którego konstrukcja w pełnijszy sposób spełnia postulaty dla pasywnego chłodzenia reaktora, zastosowano tylko dwa duże agregaty prądowórcze o mocy „megawatowej” uzupełnione dwoma małymi agregatami pomocniczymi. Są one zainstalowane w przeznaczonym do tego celu budynku (patrz rysunek 3) na zewnątrz głównych zabudowań bloku jądrowego na dwóch stanowiskach rozdzielonych ścianą o wysokiej odporności ogniowej. W blokach typu AP1000 Vogtle 3 i 4 zastosowano agregaty ESDG (ang. *Emergency Standby Diesel Generator*) firmy Caterpillar-Milton typu CAT C280-16 z 16-cylindrowymi silnikami wysokoprężnymi (patrz rysunek 4). Moc znamionowa ciągu zespołu prądowórczego wynosi 5200 kW, moc maksymalna dysponowana 5720 kW, znamionowa prędkość obrotowa 900 obr./min. Generator synchroniczny Kato/Emerson wytwarza prąd przemienny trójfazowy o napięciu 6900 V (6,9 kV) i częstotliwości 60 Hz.

Warto tu zauważyć, że w blokach jądrowych II generacji o podobnej mocy znamionowej jak współczesne AP1000 stosowano w latach siedemdziesiątych i osiemdziesiątych XX w. znacznie mocniejsze agregaty prądowórcze, ze

względem do realizowanych przez nie funkcji bezpieczeństwa jądrowego. Na przykład w sąsiednich blokach Vogtle 1 i 2 zainstalowane są jednostki Delaval Entreprise o jednostkowej mocy elektrycznej aż 7,7 MW. Są to jedne z największych agregatów prądowórczych w amerykańskiej energetyce jądrowej.

Oprócz dużych agregatów klasy „megawatowej” współczesny blok jądrowy wyposażony jest w pomocnicze zespoły prądowórcze. Na przykład w blokach Vogtle 3 i 4 w budynku gospodarki odpadami promieniotwórczymi (ang. *Radwaste Building*) znajdują się dwa agregaty ADGU (ang. *Ancillary Diesel Generator Unit*) o mocy 80 kW każdy, produkcji Caterpillar-Milton, 480 V/60 Hz przeznaczone w razie konieczności do dostarczania energii przez czas do 72 h do odbiorców nie związanych z bezpieczeństwem (*non-Class 1E*) – patrz rysunek 5.

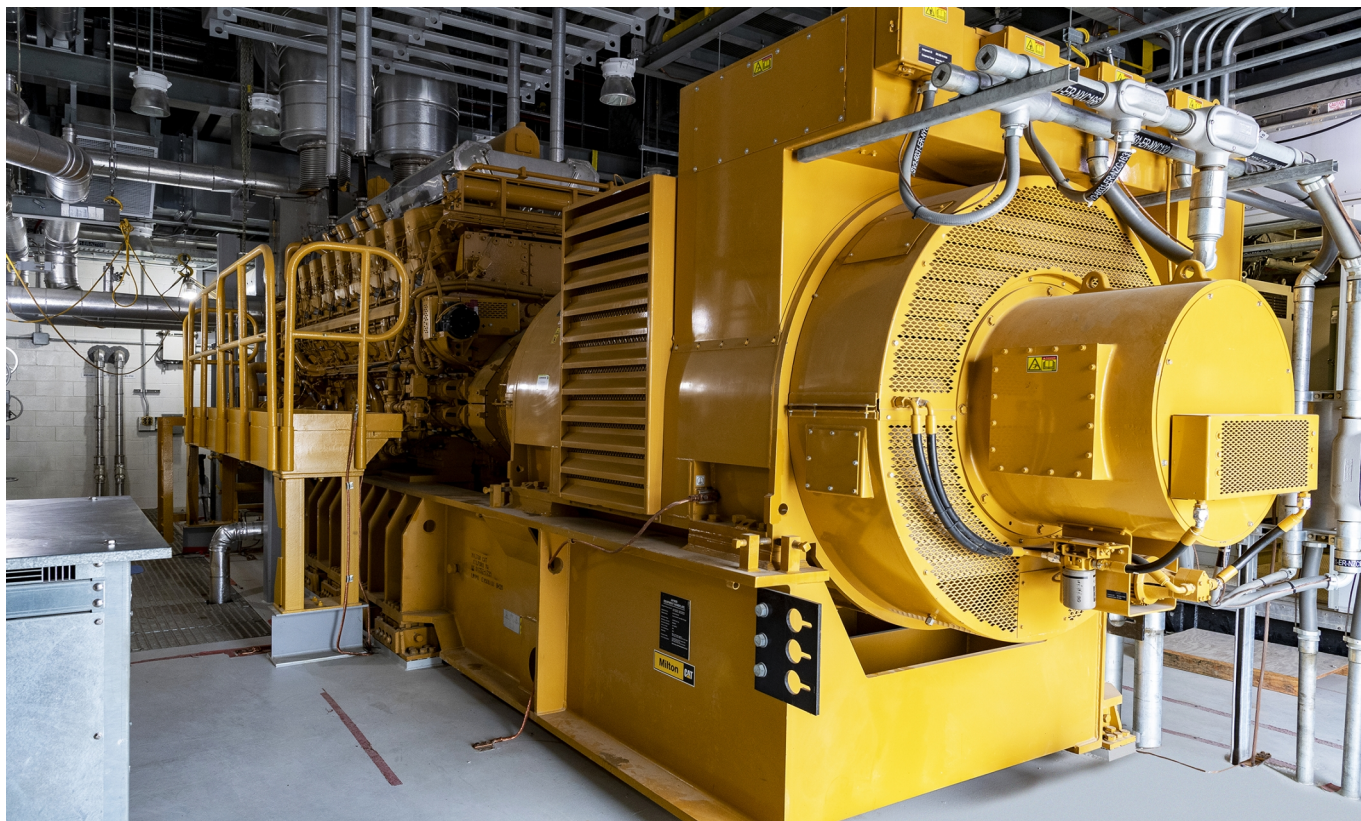
Doświadczenia wynikłe z katastrofy w Fukushima spowodowały wprowadzenie nowych wymagań dla wyprowadzenia przyłączy do głównych szyn rozdzielnic zasilających potrzeby własne na zewnątrz budynków bloku elektrowni. Tego rodzaju zewnętrzne przyłącza elektryczne pozwalają na podłączenie przewoźnych agregatów prądowórczych, jakie w sytuacji awaryjnej mogłyby zostać dostarczone spoza terenu elektrowni.

W kolejnych punktach poniżej omówione zostaną poszczególne układy pomocnicze zapasowych agregatów



Rys. 3. Budynek zapasowych agregatów prądowłórczych bloku jądrowego Vogtle 4 podczas budowy w marcu 2022 r. (fot. Georgia Power Company).

Fig. 3. Diesel generators building in the Vogtle 4 nuclear power unit during construction in March 2022 (source: Georgia Power Company).



Rys. 4. Agregat prądowłórczy Caterpillar-Milton typu CAT C280-16 z 16-cylindrowym silnikiem wysokoprężnym zainstalowany w energetycznym bloku jądrowym Vogtle 3 (fot. Georgia Power Company).

Fig. 4. Caterpillar-Milton CAT C280-16 genset unit with a 16-cylinder diesel engine installed in a nuclear power plant Vogtle 3 (source: Georgia Power Company).



Rys. 5. Ogólny widok energetycznych bloków jądrowych nr 3 (z lewej) i 4 (z prawej) w elektrowni Alvin W. Vogtle Electric Generating Plant w Waynesboro w Georgii – najnowszych w energetyce amerykańskiej: A – budynki agregatów prądotwórczych – w każdym zainstalowane są dwie jednostki ESDG, każda o mocy 5,72 MW; B – główne zewnętrzne zbiorniki paliwa do agregatów – każdy o pojemności 227 100 dm³, C – miejsce zainstalowania mniejszych agregatów ADGU – w każdym bloku 2 jednostki, każda o mocy 80 kW (fot. Georgia Power Company, odnośniki autora).

Fig. 5. General view of Units 3 (left) and 4 (right) at the Alvin W. Vogtle Electric Generating Plant in Waynesboro, Georgia – the newest plant in the U.S. nuclear power inventory: A – generator buildings – each with two ESDG units installed, each with a capacity of 5.72 MW; B – main external fuel tanks for the generators – each with a capacity of 227 100 liters; C – installation location for smaller ADGU generators – each unit with two units, each with a capacity of 80 kW (source: Georgia Power Company, author's references).

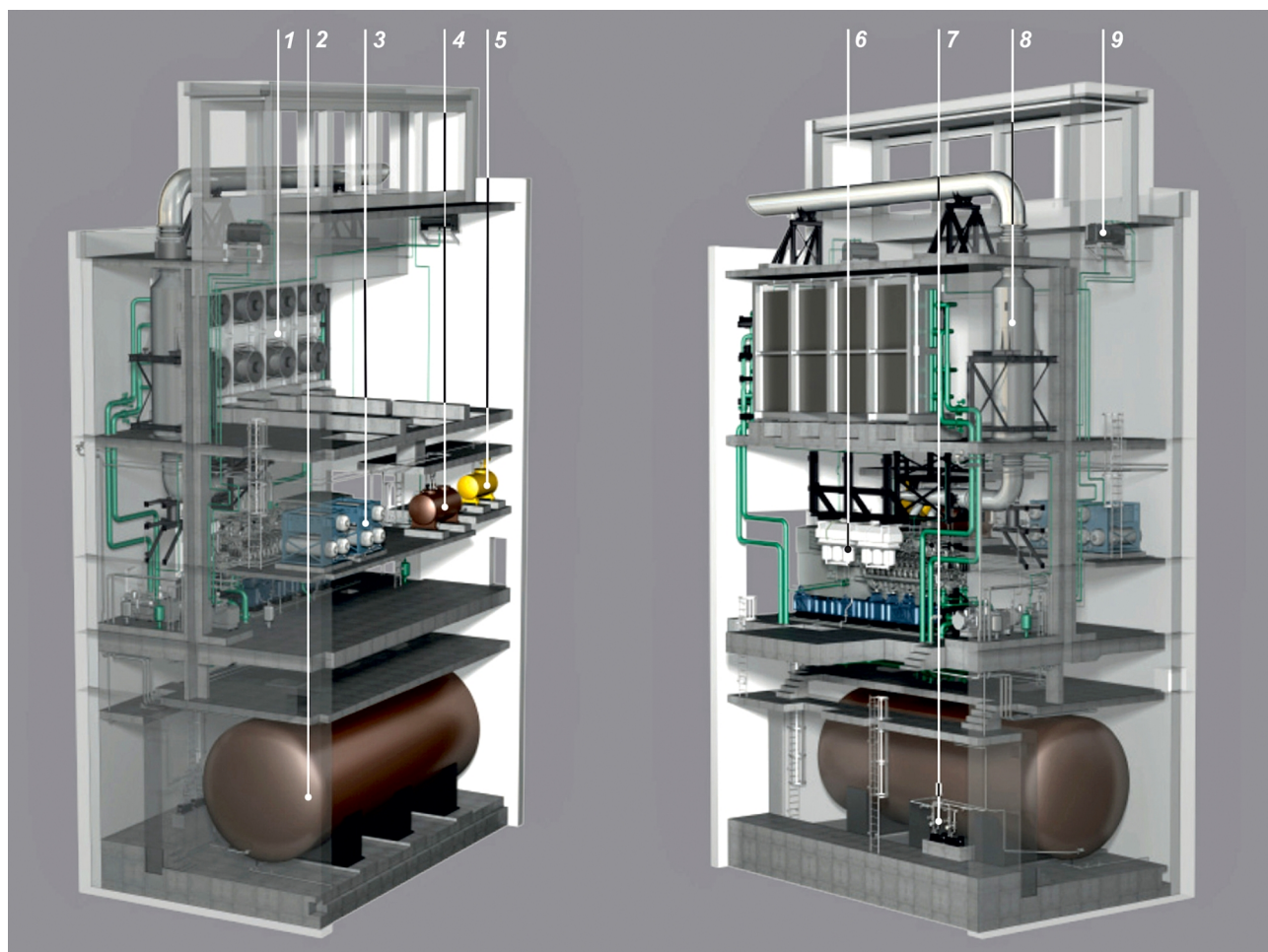
prądotwórczych stosowanych w elektrowniach jądrowych. Na rysunku 6 pokazany jest przykład zabudowy dużego agregatu prądotwórczego bloku jądrowego firmy MTU wraz z instalacjami towarzyszącymi. Z kolei na rysunku 7 pokazany jest schemat blokowy podstawowych systemów zapasowego agregatu prądotwórczego dla energetycznego bloku jądrowego.

4.1. Układ rozruchowy

Zadaniem układu rozruchowego jest zainicjowanie pracy agregatu poprzez zapewnienie odpowiednich warunków wewnątrz cylindrów silnika spalinowego celu zapoczątkowania spalania mieszanki paliwowo-powietrznej. Rozruch silnika dokonuje się poprzez wielokrotne obrócenie wału korbowego silnika i nadanie mu odpowiedniej prędkości obrotowej, przy której może on rozpocząć samodzielną pracę. Wykonanie kilku – kilkunastu obrotów pozwala na osiągnięcie wymaganej prędkości obrotowej, przy której wewnątrz cylindrów podczas suwu sprężania powstaje ciśnienie konieczne do samozapłonu mieszanki paliwowej. W większości agregatów prądotwórczych stosowanych w aplikacjach jądrowych wykorzystuje się układy sprężonego powietrza zmagazynowanego w zbiornikach ciśnieniowych. Źródłem energii elektrycznej dla układu sterowania oraz układu wzbudzenia generatora synchronicznego w fazie rozruchu jest bateria akumulatorów. Do zapewnienia wysokich kryteriów niezawodnościowych

objętość zbiorników sprężonego powietrza powinna być wystarczająca dla przeprowadzenia kilku rozruchów bez doładowywania (w przypadku agregatów zastosowanych w blokach Vogtle 3 i 4 są to trzy próby rozruchu).

Najszerzej stosowanym systemem rozruchu pneumatycznego w awaryjnych generatorach diesla elektrowni jądrowych jest **układ doprowadzający sprężone powietrze bezpośrednio do cylindrów**. W tej metodzie rozruchu zawory rozdzielcze wysyłają strumienie sprężonego powietrza do cylindrów silnika w kolejności, w jakiej podczas pracy ciągłej silnika następują kolejne zapłony mieszanki paliwowo-powietrznej. Sprężone powietrze popycha tłoki w odpowiedniej kolejności, powodując obrót wału korbowego. Odmiany tej metody obejmują pojedyncze zawory rozdzielcze wielodrożne oraz pojedyncze zawory zasilające poszczególne cylindry, których otwieranie i zamykanie jest sterowane przez przekładnię zębatą sprzężoną z wałem korbowym silnika. Efektem końcowym obu metod jest szybki obrót wału korbowego i wytworzenie odpowiedniego ciśnienia i temperatury w cylindrach, aby zapalić paliwo po jego dostarczeniu. Stosowane w tych układach elektrozawory (zamykane i otwierane za pomocą elektromagnesów) sterują dopływem sprężonego powietrza i zasilane są z baterii akumulatorów. Odpowiednia redundancja w systemie zapewniona jest poprzez zwielokrotnienie zbiorników sprężonego powietrza i układów zasilania prądem stałym. W sytuacji, w której wszystkie układy są sprawne, do uruchomienia silnika wysoko-



Rys. 6. Zabudowa agregatu prądotwórczego, wraz instalacjami towarzyszącymi, w dużym energetycznym bloku jądrowym: 1 – wentylatory układu chłodzenia; 2 – główny zbiornik paliwa; 3 – zbiorniki sprężonego powietrza dla układów rozruchu; 4 – pomocniczy zbiornik paliwa; 5 – zbiornik oleju układu smarowania; 6 – silnik wysokoprężny i generator; 7 – pompa paliwowa; 8 – tłumik gazów spalinowych układu wydechowego; 9 – zbiornik wyrównawczy układu chłodzenia (rys. MTU Onsite Energy, Rolls-Royce Power Systems).

Fig. 6. Generator installation, along with associated installations, in a large nuclear power unit: 1 – cooling system fans; 2 – main fuel tank; 3 – compressed air tanks for Diesel engine starting systems; 4 – auxiliary fuel tank; 5 – lubrication system oil tank; 6 – Diesel engine and generator; 7 – fuel pump; 8 – exhaust gas silencer; 9 – cooling system expansion tank (source: MTU Onsite Energy, Rolls-Royce Power Systems).

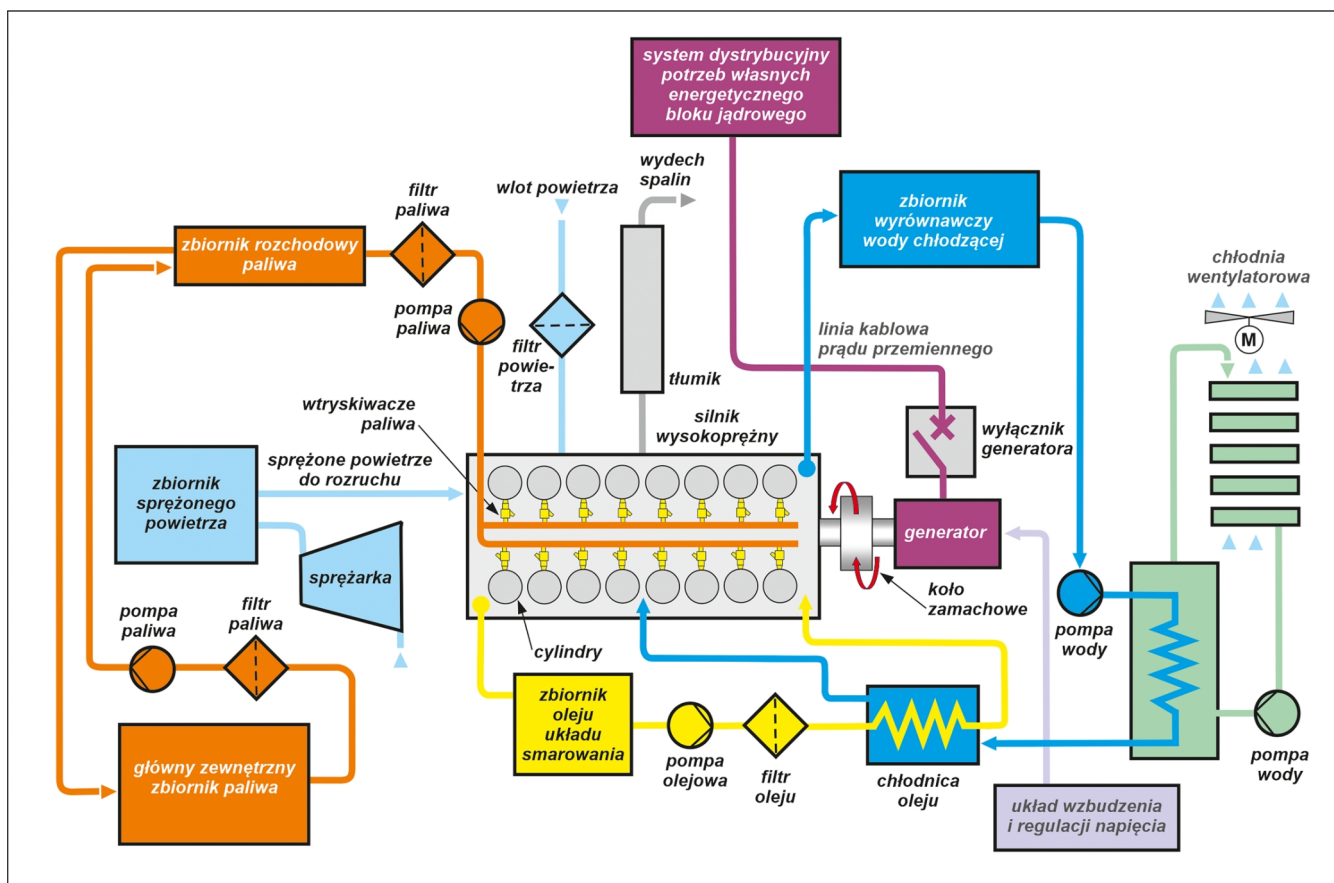
prężnego potrzebna jest zaledwie połowa dostępnej mocy układu rozruchu pneumatycznego.

W niektórych typach agregatów stosuje się **układy rozruchowe z silnikami pneumatycznymi**. Pod względem zasady działania są one podobne do typowych pneumatycznych napędów przemysłowych używanych np. do napędu wiertarek, kluczy do połączeń śrubowych, podnośników itp. Po doprowadzeniu powietrza do silnika pneumatycznego jego wirnik zaczyna się obracać. Oś silnika pneumatycznego łączy się wówczas poprzez przekładnię zębatą z wałem silnika wysokoprężnego. Gdy prędkość obrotowa przekroczy określony punkt (od około 200 do 250 obr./min), koło zębate silnika pneumatycznego zostaje odłączone, dopływ powietrza do silnika rozrusznika odcięty, a jednocześnie otwarty dopływ paliwa do silnika wysokoprężnego. Do rozpędzenia dużego silnika wysokoprężnego mogą być wykorzystywane układy rozruchowe złożone nawet z ośmiu pracujących równolegle silników pneumatycznych. W przypadku agregatów wykorzystanych w blokach Vogtle 3 i 4 rozruch wykonują dwa silniki pneumatyczne.

W mniejszych agregatach prądotwórczych instalowanych w elektrowniach jądrowych stosuje się **elektryczne układy rozruchowe** wykorzystujące do obrotu wału korbowego silniki prądu stałego – podobnie jak w samochodowych układach rozruchowych. Sekwencja rozruchu następuje tu podobnie jak w przypadku silnika pneumatycznego. Po otrzymaniu sygnału do rozruchu elektromagnes uruchamia mechanizm załączający, który wciska koło zębate napędu elektrycznego w zazębienie z wieńcem zębatym koła zamachowego silnika spalinowego. Po osiągnięciu odpowiedniej prędkości wału korbowego (a tym samym wystarczającego ciśnienia i temperatury powietrza w cylindrach) podawana jest mieszanka paliwowo-powietrzna, a elektryczny silnik rozruchowy jest odłączany.

4.2. Układ paliwowy

Zapas oleju napędowego przeznaczonego dla zapasowego agregatu prądotwórczego w elektrowni jądrowej zgromadzony jest w zbiorniku/zbiornikach poza budynkiem i wystarcza na co najmniej 7 dni nieprzerwanej pracy



Rys. 7. Schemat blokowy podstawowych systemów zapasowego agregatu prądotwórczego dla energetycznego bloku jądrowego (rys. autora).
Fig. 7. Block diagram of the basic systems of the emergency Diesel generator for a nuclear power unit (source: author's own work).

z pełną mocą. Paliwo pompowane jest podziemnymi przewodami ze zbiornika zewnętrznego do budynku agregatu, gdzie dostarczane jest do zbiornika rozchodowego (ang. *day tank*) poprzez układ filtrów wychytujących potencjalne zanieczyszczenia. W przypadku zapasowych agregatów prądotwórczych bloków Vogtle 3 i 4 zastosowano zbiorniki rozchodowe o pojemności 4920 dm³ (na 1 agregat) z zapasem paliwa wystarczającym na 4-godzinną pracę z pełną mocą. Zapas paliwa w oddzielnym zbiorniku na zewnątrz budynku ma objętość 227 100 dm³ (na 1 agregat), co wystarcza na ponad tygodniową, nieprzerwaną pracę.

Finalnym etapem pracy układu paliwowego jest dostarczenie oleju napędowego do cylindrów silnika za pomocą układu wtrysku wysokociśnieniowego. Jego zadaniem jest dozowanie ilości paliwa niezbędnej do każdego cyklu pracy oraz wytworzenie wysokiego ciśnienia koniecznego do wtrysnięcia paliwa do danego cylindra w odpowiedniej chwili. Układ kontroluje prędkość wtryskiwanego strumienia paliwa, rozpyla mieszkankę paliwowo-powietrzną i rozprowadza ją we wnętrzu cylindra będącego komorą spalania. Powyższe zadania realizowane są przez złożony i bardzo precyzyjny układ raptownie włączający i wyłączający dopływ paliwa w krótkich odstępach czasu. Stopień sprężania w układzie wtrysku wynosi około 15/1. Niektóre z systemów sprężania osiągają ciśnienia przekraczające

30 MPa (!) przy znamionowym obciążeniu i znamionowej prędkości obrotowej agregatu.

Dozowanie paliwa przez układ rozrządu zaworowego musi być precyzyjne: taka sama ilość paliwa musi być dostarczana do każdego cylindra na każdy suw pracy. Jeśli ilość paliwa zmieni się w różnych cylindrach, zmieni się również moc przypadająca na cylinder, co doprowadzi do nierównej pracy silnika i nadmiernych drgań. Paliwo musi być wtryskiwane w odpowiednim momencie. Zbyt wczesny lub późny wtrysk powoduje utratę mocy. Jeśli paliwo zostanie wtrysnięte zbyt wcześnie, gdy sprężanie nie osiągnie maksimum, temperatura sprężonego powietrza będzie zbyt niska, a zapłon opóźniony. Jeśli wtrysk jest opóźniony, tłok może przekroczyć górny martwy punkt, a moc będzie niższa, ponieważ nie nastąpi maksymalne rozprężenie mieszanki paliwowo-powietrznej. Wtrysk musi się rozpocząć natychmiast, trwać przez określony czas, a następnie gwałtownie się zatrzymać, aby uzyskać maksymalną możliwą wydajność.

Szybkość wtryskiwania paliwa różni się w zależności od typu silnika i w dużej mierze zależy od rodzaju i kształtu komór spalania, a także od prędkości obrotowej silnika i charakterystyki zastosowanego paliwa. Wtrysk paliwa musi być odpowiednio ustawiony w czasie. Zbyt szybkie wtrysnięcie paliwa przynosi podobny skutek, jak zbyt wczesny wtrysk. Podobnie, zbyt wolny i rozciągnięty w czasie wtrysk daje efekt podobny do wtrysku opóźnionego.

Paliwo trafia do cylindra silnika w postaci drobinek oleju napędowego rozpylonych w powietrzu. Prawidłowe rozpylenie mieszanki paliwowo-powietrznej zwiększa powierzchnię paliwa wystawionego na działanie tlenu, dając w efekcie skuteczniejsze spalanie i większą moc silnika. Początkowa część strumienia mieszanki musi się składać ze stosunkowo drobnych kropelek do zainicjowania spalania, a następnie większych kropelek potrzebnych podczas głównej części procesu. Stopień rozpylenia paliwa sterowany jest dzięki odpowiedniej średnicy i kształtowi dyszy, ciśnienia wtrysku oraz gęstości sprężonego powietrza w cylindrze, do którego następuje wtrysnięcie mieszanki.

We współczesnych silnikach wysokoprężnych stosowane są cztery rodzaje mechanicznego wtrysku paliwa: układ pompowtryskiwaczy (ang. *unit injector system* lub *cylinder injector system*), układ *common rail*, układ z pompą wporową (ang. *jerk pump*) oraz układ rozdzielacza. W przypadku silników wysokoprężnych stosowanych w zapasowych agregatach prądotwórczych w elektrowniach jądrowych najpowszechniej stosowany jest układ pompowtryskiwaczy. Pompa wporowa i wtryskiwacz tworzą tu pojedynczy zespół dla każdego cylindra. Dzięki temu rozwiązaniu nie ma potrzeby stosowania wysokociśnieniowych przewodów paliwowych prowadzonych wzdłuż silnika spalinowego. Tłoczek pompowtryskiwacza napędzany jest za pomocą systemu dźwigni i popychaczy z wałka rozrządu napędzanego od wału korbowego silnika. Gdy tłoczek przesuwa się w górę – tj. od dyszy wtryskiwacza, odsłania się otwór wlotowy paliwa, co powoduje wpuszczenie oleju napędowego do przestrzeni pod tłoczkiem. Gdy tłoczek pompy przesuwa się w dół, w trakcie suwu tłoczenia, paliwo jest sprężane do ciśnienia wystarczającego do pokonania siły sprężynowego zaworu w dyszy wtryskiwacza. Po otwarciu zaworu paliwo jest wtryskiwane do cylindra. Cały tłoczek może się obracać w korpusie pompy wtryskowej. Im dalej obraca się tłoczek, tym dłuższy jest suw sprężania, zanim dopływ paliwa do cylindra ustanie. Dłuższy efektywny suw sprężania oznacza, że do cylindra wtryskiwana jest większa ilość paliwa. Obrót tłoczka w korpusie pompy wtryskowej jest sterowany przez regulator silnika.

4.3. Układ smarowania

Zadaniem układu smarowania jest zapewnienie ciągłego przepływu oleju smarowego do wszystkich powierzchni trących w elementach ruchomych silnika wysokoprężnego w celu zapewnienia właściwego poślizgu, a dodatkowo do odbioru ciepła z tłoków poruszających się w cylindrach. Cyrkulację oleju zapewniają zwykle dwie pracujące równolegle pompy. Pompa napędzana silnikiem elektrycznym prądu stałego działa przez cały czas – niezależnie od tego, czy silnik spalinowy agregatu pracuje, czy nie. Olej tłoczony przez pompę elektryczną przechodzi przez filtry oraz grzałkę rezystancyjną. Druga, główna pompa olejowa

napędzana od wału silnika jest czynna tylko podczas pracy agregatu. Pompuje ona olej przez zawór sterowany termostaticznie, filtr i wymiennik ciepła układu chłodzenia.

Rezystancyjna grzałka oleju smarowego w obiegu pompy elektrycznej włącza się automatycznie poniżej temperatury oleju 59°C i prędkości obrotowej 125 obr./min. Podczas pracy silnika chłodnica oleju smarowego i termostaticznie sterowany zawór obejściowy regulują temperaturę oleju w zakresie od 63 do 71°C.

Układ zaworów cylindrów i powiązanych z nim dźwigienek zaworowych wyposażony jest w indywidualny system smarowania do ochrony oleju w skrzyni korbowej przed zanieczyszczeniem wodą chłodzącą lub wyciekami paliwa. Układ ten składa się z pompy olejowej napędzanej od wału silnika, która zasysa olej ze zbiornika oleju zaworowego zamontowanego na silniku i pompuje go w celu smarowania układu rozrządu. Olej smarowy spływa następnie z głowic cylindrów z powrotem do zbiornika oleju zaworowego. Układ zawiera również napędzaną silnikiem pompę wstępnego smarowania, która zapewnia dopływ oleju podczas rozruchu i wyłączenia silnika.

4.4. Układ chłodzenia wodnego

Ciepło wytwarzane podczas spalania paliwa w cylindrach oraz ciepło powstające na skutek tarcia elementów mechanicznych jest odprowadzane przez układ chłodzenia wodnego. Zamknięty obieg wody chłodzącej z płaszczem wokół cylindrów wewnątrz bloku silnika usuwa nadmiar ciepła powstającego podczas pracy. Oddzielny, zamknięty obieg wody chłodzącej zapewnia chłodzenie oleju, który odbiera ciepło z powierzchni trących się wzajemnie elementów mechanicznych. Do chłodzenia wykorzystywana jest woda użytkowa (ang. *service water* lub *nuclear service water*) cyrkulująca w instalacji wyposażonej w wymienniki pozwalające na oddanie nadmiaru ciepła do powietrza atmosferycznego.

Większość silników wysokoprężnych agregatów zasilania zapasowego wyposażona jest w turbosprężarkę z chłodnicą międzystopniową z wymiennikiem ciepła. Wymiennik ciepła chłodnicy międzystopniowej, wymiennik ciepła płaszcza wodnego i chłodnica oleju smarowego są chłodzone wodą użytkową. Układ płaszcza wodnego otaczającego cylindry przeznaczony jest do odprowadzania ciepła powstającego w nich podczas spalania. Podczas pracy silnika płaszcz wodny jest zasilany przepływem wody chłodzącej z pompy napędzanej od wału głównego. Temperatura układu chłodzenia wodnego jest utrzymywana przez zawór sterowany termostaticznie, który omija część przepływu zwrotnego wokół wymiennika ciepła. System ten utrzymuje temperaturę wody poza wymiennikiem ciepła w zakresie od 74 do 84°C. Po wyłączeniu silnika wysokoprężnego automatycznie uruchamia się elektryczna pompa wodna, aby utrzymać przepływ przez płaszcz wodny cylindrów. Gdy temperatura płaszcza

wodnego spadnie, zostają uruchomione podgrzewacze wody, aby stale utrzymywać wyłączony silnik spalinowy w temperaturze od 63 do 68°C.

Chłodnia wentylatorowa wody montowana jest zwykle na dachu budynku mieszczącego agregaty prądotwórcze. Woda przepływa przez radiatory, które z kolei mają zapewnione chłodzenie powietrzne wymuszone przez wentylatory elektryczne pracujące w płaszczyźnie poziomej (patrz rysunek 8).

4.5. Układy przedmuchu, odprowadzania spalin, doładowania i turbodoładowania

Spaliny pochodzące z procesu spalania są usuwane z cylindra, czyli **przedmuchiwane**, przez powietrze o ciśnieniu nieznacznie wyższym od atmosferycznego, dostarczane przez odpowiednie dmuchawy.

Doładowanie to dostarczanie powietrza dolotowego o ciśnieniu wyższym od atmosferycznego w celu poprawienia procesu spalania. W niektórych mniejszych agregatach dieslowskich doładowanie zapewnia dmuchawa napędzana wałkiem pomocniczym od wału głównego silnika. Agregaty o większej mocy wykorzystują doładowanie z turbosprężarkami. Gorące spaliny z silnika napędzają turbinę, która z kolei napędza przymocowaną do niej dmuchawę doładowującą.

Spaliny odprowadzane są do atmosfery poprzez układ tłumików – zmniejszających poziom generowanego przez silnik spalinowy hałasu.

4.6. Systemy sterowania

Systemy sterowania regulują strumień paliwa dostarczanego do silnika wysokoprężnego w celu utrzymania zadanej prędkości obrotowej, ustalania tempa przyspieszania przy rozruchu, prędkości obrotowej biegu jałowego i przeciwdziałania zmianom obciążenia.

Hydrauliczne regulatory obrotów zastąpiły regulatory mechaniczne w ewolucji układów sterowania silnikami. Zapewniają one odpowiednią czułość, prędkość działania i sterowanie izochroniczne. Układ steruje przepływem oleju hydraulicznego do i z serwomechanizmu sterującego dopływem paliwa. Kontrola stabilności i spadku prędkości może być wbudowana w hydrauliczny regulator obrotów poprzez mechanizm sprzężenia zwrotnego. Stosuje się przy tym układ kompensujący, aby zapobiec ciągłym wahaniom i nadmiernej korekcie ustawień dopływu paliwa. Hydrauliczne regulatory obrotów są bardziej czułe niż stosowane dawniej regulatory mechaniczne i lepiej nadają się do większych silników wymagających dokładniejszej regulacji paliwa.

Regulacja prędkości obrotowej silnika wysokoprężnego z zachowaniem ścisłych tolerancji wymaganych do utrzymania precyzyjnej częstotliwości generatora synchronicznego jest zazwyczaj możliwa jedynie w układzie z **regulatorem elektronicznym**. Nowoczesne sterowniki współczesnych agregatów prądotwórczych są złożonymi układami elektronicznymi zbudowanymi na bazie techniki mikroprocesorowej. Obwody elektroniczne regulatora umożliwiają precyzyjną pracę w trzech trybach: regulacji obciążenia, regulacji prędkości obrotowej i regulacji



Rys. 8. Chłodnia wentylatorowa na budynku agregatów prądotwórczych obsługujących dwa starsze bloki 1 i 2 Elektrowni Jądrowej Olkiluoto w Finlandii (Fot. TVO).

Fig. 8. Fan cooling system on the Diesel generator building serving two older units 1 and 2 of the Olkiluoto Nuclear Power Plant in Finland (source: TVO).



Rys. 9. Dostawa używanego silnika wysokoprężnego do Elektrowni Jądrowej Loviisa w Finlandii. Agregat prądotwórczy został zakupiony z likwidowanej EJ Krümmel w Niemczech (fot. Vattenfall).

Fig. 9. Delivery of a used diesel engine to the Loviisa Nuclear Power Plant in Finland. The genset was purchased from the decommissioned Krümmel NPP in Germany (source: Vattenfall).

rozruchu (przyspieszania). Bardziej szczegółowe omówienie regulacji pracy agregatu w zależności od konfiguracji, w jakiej pracuje (praca samodzielna, praca równoległa) podane zostanie w drugiej części artykułu.

4.7. Generator i układy elektryczne

W zapasowych agregatach prądotwórczych zazwyczaj wykorzystywane są synchroniczne generatory prądu przemiennego (zwane również alternatorami). Zadaniem generatora jest przekształcenie energii mechanicznej silnika Diesla w energię elektryczną przekazywaną za pośrednictwem trójfazowego prądu przemiennego. Generator synchroniczny składa się z części obrotowej (wirnika) i części nieruchomej (stojana). Ten typ generatora jest preferowany ze względu na wysoką stabilność pracy i niezawodność. Trójfazowy prąd przemienny generowany jest w uzwojeniach stojana.

Obwód wzbudzenia generatora ma za zadanie wytworzenie pola magnetycznego powstającego w wyniku przepływu prądu stałego przez uzwojenia wirnika. W starszych rozwiązaniach prąd stały uzyskiwany był z prostownika zasilanego z oddzielnej prądnicy wzbudzenia. Obecnie zasilanie stałoprądowe wzbudzenia uzyskiwane jest z urządzeń energoelektronicznych zbudowanych na bazie elementów półprzewodnikowych.

Linia zasilająca z zapasowego generatora agregatu prądotwórczego połączona jest linią kablową z jedną z rozdzielni znajdującą się w budynkach energetycznego bloku jądrowego. Pole generatorowe rozdzielni wyposażone jest w wyłącznik.

5. Specyfika, wymagania projektowe i eksploatacyjne dla zapasowych agregatów prądotwórczych w energetyce jądrowej – przepisy prawne i wytyczne

Specyfika eksploatacji zapasowych agregatów prądotwórczych w elektrowni jądrowej polega na tym, że przez ogromną większość czasu normalnej pracy elektrowni agregaty pozostają wyłączone. Jednocześnie muszą one zachowywać pełną gotowość do natychmiastowego uruchomienia na wypadek sytuacji awaryjnej, kiedy muszą przejąć rolę źródeł zasilania istotnych układów potrzeb własnych energetycznego bloku jądrowego, w sytuacji gdy niedostępne są preferowane źródła zasilania: przede wszystkim z własnego generatora turbozespołu, a także z sieci energetyki zawodowej poprzez układy rozdzielni przezelektrownianej. Jest to zatem rodzaj pracy o odmiennej specyfice niż w innych aplikacjach dużych silników wysokoprężnych – np. napędach okrętowych, odznaczających się długotrwałymi okresami pracy ciągłej.

Uwzględniając powyższe uwarunkowania niezwykle istotne jest, aby agregaty prądotwórcze w elektrowni jądrowej poddawane były okresowym sprawdzeniom i próbom w celu zachowania najwyższego poziomu gotowości do pracy w przypadku powstania sytuacji awaryjnej. Zagadnienia te powinny stanowić przedmiot szczególnej troski zarówno operatora elektrowni jądrowej, jak i właściwego dla danego kraju urzędu dozoru jądrowego.

Bazę do sformułowania wymagań dla zapasowych agregatów prądotwórczych na szczeblu międzynarodowym tworzą standardy i dokumenty doradcze wydawane przez

Międzynarodową Agencję Energii Atomowej z siedzibą w Wiedniu. W tym kontekście należy wymienić tu następujące publikacje:

- Szczegółowe Wymagania Bezpieczeństwa nr **SSR-2/1** (ang. *Specific Safety Requirements No. SSR-2/1*), „Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych: Projektowanie” (ang. *Safety of Nuclear Power Plants: Design*) [1].
- Szczegółowe Wymagania Bezpieczeństwa nr **SSR-2/2** (ang. *Specific Safety Requirements No. SSR-2/2*) „Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych: Uruchomienie i eksploatacja” (ang. *Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation*) [2].
- Szczegółowe wytyczne dotyczące bezpieczeństwa nr **SSG-30** (ang. *Specific Safety Guide No. SSG-30*) „Klasyfikacja bezpieczeństwa, struktur, systemów i komponentów w elektrowniach jądrowych” (ang. *Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants*) [3].
- Szczegółowe wytyczne dotyczące bezpieczeństwa nr **SSG-34** (ang. *Specific Safety Guide No. SSG-34*) „Projektowanie układów zasilania elektrycznego potrzeb własnych elektrowni jądrowych” (ang. *Design of Electrical Power Systems for Nuclear Power Plants*) [4].

Powyższe wymagania i wytyczne mają charakter bardzo ogólny i uniwersalny. Format i styl, w jaki są one sformułowane, mają w założeniu ułatwić ich stosowanie przez państwa członkowskie MAEA do ustanawiania, w zharmonizowany sposób, własnych regulacji i przepisów.

5.1. Polskie przepisy prawne

Podstawowe wymagania dla zapasowych źródeł zasilania elektrycznego w obiektach jądrowych określone są w przepisach polskich w tzw. **Rozporządzeniu projektowym** do Prawa atomowego (Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 roku w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego [14]). W dokumencie tym wymagania dla miejscowych systemów zasilania elektrycznego sprecyzowane są w **Dziale IV, Rozdziale 5 pt. „Systemy zasilania elektrycznego obiektu jądrowego”**. Określają one zasady projektowania i budowy systemów zasilania elektrycznego dla „niezawodnego funkcjonowania systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego mających istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej”. Przepisy polskie są zgodne z zaleceniami Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (patrz powyżej), a także z analogicznymi przepisami amerykańskimi i przepisami krajów europejskich. Ze względu na łatwość dostępu do rzeczonoego rozporządzenia jego szczegółowe zapisy nie będą tu cytowane. Najważniejsze części tekstu dotyczące agregatów prądowórczych zasilania zapasowego w Rozporządzeniu projektowym to (w streszczeniu):

§ **93.1.** – zapewnienie zasilania elektrycznego obiektu jądrowego ze źródeł wewnętrznych i zewnętrznych;

§ **93.2.** – zapewnienie wystarczającej mocy i energii ze źródeł wewnętrznych;

§ **94.** – wymóg niezależności, redundancji i możliwości testowania źródeł wewnętrznych;

§ **97.** – zapewnienie możliwości okresowych kontroli i prób;

§ **99.1.** – zapewnienie niezawodnego działania po wystąpieniu przewidzianych zdarzeń eksploatacyjnych;

§ **99.2.** – zapewnienie zasilania przez czas min. 7 dób ze źródeł wewnętrznych;

§ **99.4.** – wymóg uwzględnienia w projekcie alternatywnych źródeł zasilania prądem przemiennym – tj. np. przenośnych lub przewoźnych agregatów prądowórczych;

§ **100.1.1.** – wymóg niezawodności i spójności z wymaganiami ze strony zasilanych systemów bezpieczeństwa;

§ **100.1.2.** – wymóg realizacji funkcji przy założeniu wystąpienia pojedynczego uszkodzenia;

§ **100.2.2.** – wymóg możliwości testowania sprawności funkcjonalnej;

§ **101.** – wymóg określenia w założeniach projektowych: 1. pojemności zbiorników oleju napędowego i wydajności systemów zasilania w paliwo; 2. zdolności do uruchomienia i działania; 3. rodzajów systemów pomocniczych.

5.2. Amerykańskie przepisy prawne

Stany Zjednoczone rozwijające technikę jądrową, a w szczególności energetykę jądrową, od ponad siedmiu dekad posiadają imponujący dorobek w zakresie przepisów prawnych i wytycznych dozoru jądrowego dotyczących zapasowych agregatów prądowórczych z silnikami wysokoprężnymi.

Na szczególną uwagę zasługują tu regulacje zawarte w **ogólnym kryterium projektowym** (ang. *General Design Criterion – GDC*) **nr 17 pt. „Systemy zasilania elektrycznego”** podane w Załączniku A, „Ogólne kryteria projektowe dla elektrowni jądrowych” do przepisów federalnych 10 CFR Część 50 „Krajowe licencjonowanie obiektów produkcyjnych i użytkowych”. Geneza tego dokumentu wywodzi się z Ogólnych Kryteriów Projektowych z dnia 10 lipca 1967 roku, opracowanych przez Komisję Energii Atomowej (ang. *Atomic Energy Commission – AEC*), na których podstawie licencjonowane było wiele wczesnych amerykańskich elektrowni jądrowych należących do generacji II, których budowa rozpoczęła się jeszcze przed 1972 rokiem.

Zgodnie z obowiązującymi przepisami 10 CFR Część 50, według których licencjonowano większość amerykańskich energetycznych bloków jądrowych od 1972 roku wymaga się, aby: „miejscowe systemy zasilania elektrycz-

nego miały wystarczającą niezależność, moc, sprawność, redundancję i testowalność dla zapewnienia, że:

1. określone dopuszczalne ograniczenia projektowe dla paliwa jądrowego i warunki projektowe granicy ciśnienia chłodziwa reaktora nie zostaną przekroczone w wyniku przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych oraz

2. rdzeń (reaktora) jest chłodzony, a integralność obudowy i inne istotne funkcje są zachowane w przypadku przewidywanych awarii, przy założeniu wystąpienia pojedynczego uszkodzenia.”

Istotne znaczenie ma tu również **ogólne kryterium projektowe nr 18, „Inspekcja i testowanie systemów elektroenergetycznych”** (wchodzące również w skład wspomnianego powyżej Załącznika A) wymagające, aby: „systemy zasilania elektrycznego ważne dla bezpieczeństwa były zaprojektowane w taki sposób, aby umożliwiać odpowiednią okresową inspekcję i testowanie ważnych obszarów i cech, takich jak okablowanie, izolacja, połączenia i rozdzielnice, w celu oceny ciągłości systemów i stanu ich podzespołów. Systemy muszą być zaprojektowane z możliwością do okresowego testowania (1) sprawności i wydajności funkcjonalnej komponentów systemów, takich jak lokalne źródła zasilania, przekładniki, przełączniki i szyny zbiorcze, oraz (2) sprawności systemów jako całości i, w warunkach możliwie najbardziej zbliżonych do projektowych, pełnej sekwencji operacyjnej, która uruchamia systemy, w tym działanie odpowiednich części systemu zabezpieczeń i przesyłanie mocy między blokiem jądrowym, zewnętrznym systemem zasilania i miejscowym systemem zasilania.”

Kryteria nr 33, 34, 35, 38, 41 i 44: ustalają zasady odnoszące się do poszczególnych systemów bezpieczeństwa (tj. systemów uzupełniania chłodziwa, odprowadzania ciepła powyłączeniowego, awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora), aby mogły one wykonywać wymagane funkcje, nawet zakładając utratę zasilania zewnętrznego (LOOP – ang. *Loss Of Offsite Power*) i pojedynczą awarię źródła zasilania miejscowego.

Poza powyższych przepisów szczegółowych zastosowanie znajdują tu nadrzędne regulacje prawa federalnego USA odnoszące się do licencjonowania, budowy, uruchomienia oraz eksploatacji elektrowni jądrowych. Są to:

10 CFR 50.10 – „Wymagane licencje; zezwolenie na wstępne roboty budowlane” (ang. *License required; limited work authorization*).

10 CFR 50.23 – „Zezwolenia na budowę” (ang. *Construction permits*);

10 CFR 50.34 – „Zawartość wniosku; informacje techniczne” (ang. *Contents of applications; technical information*). Przepis ten określa m.in. zawartość raportów bezpieczeństwa: wstępnego oraz końcowego, ważną z punktu widzenia właściwego doboru zapasowych agregatów prądowców;

10 CFR 50.36 – „Specyfikacje techniczne” (ang. *Technical specifications*);

10 CFR 50.54 – „Warunki licencji” (ang. *Conditions of licenses*);

10 CFR 50.55a – „Dokumenty normalizacyjne” (ang. *Codes and standards*);

10 CFR 50.56 – „Przekształcenie pozwolenia na budowę na licencję; lub zmiana licencji” (ang. *Conversion of construction permit to license; or amendment of license*);

10 CFR 50.57 – „Wydanie licencji eksploatacyjnej” (ang. *Issuance of operating license*);

10 CFR 50.63 – „Całkowita utrata zasilania prądem przemiennym” (ang. *Loss of all alternating current power – Station Blackout*). Przepisy te są dodatkowym źródłem funkcjonalnych wymogów regulacyjnych dotyczących zapasowych agregatów prądowców. Docelowa niezawodność agregatów jest wykorzystywana do określania zdolności energetycznego bloku jądrowego do radzenia sobie z przerwami w dostawie prądu z sieci energetyki zawodowej.

5.3. Wytyczne – przewodniki regulacyjne amerykańskiego dozoru jądrowego U.S. NRC

Przewodniki regulacyjne U.S. Nuclear Regulatory Commission są dokumentami zawierającymi wytyczne uznawane za akceptowalne przez dozór jądrowy w zakresie wdrażania przepisów, oceny konkretnych kwestii i rozpatrywania wniosków. Same w sobie nie są one przepisami (jak regulacje 10 CFR opisane powyżej), a ich przestrzeganie nie jest obowiązkowe, jednakże oferują one ścieżkę do spełnienia wymogów regulacyjnych. Częścią wytycznych podanych w RG są uznane przez nie normy krajowe i międzynarodowe (ANSI – Amerykańskiego Krajowego Instytutu ds. Standaryzacji – ang. *American National Standards Institute*; IEEE – Instytutu Inżynierów Elektryków i Elektroników – ang. *Institute of Electrical and Electronics Engineers*; NFPA – Krajowego Stowarzyszenia Ochrony Przeciwpowodziowej – ang. *National Fire Protection Association*). Przykładowe zestawienie obowiązujących wytycznych U.S. NRC z uwzględnieniem włączeń (ang. *endorsements*) norm IEEE dla energetycznego bloku jądrowego AP1000 podane jest w publikacji [12].

Poniżej przedstawione zostaną publikacje z wytycznymi U.S. NRC odnoszące się do zapasowych agregatów prądowców dla energetycznych bloków jądrowych.

- **Przewodnik regulacyjny 1.6 – Regulatory Guide 1.6, „Niezależność między redundantnymi źródłami zasilania rezerwowego (miejscowego) a ich systemami dystrybucji (Przewodnik bezpieczeństwa 6)”**, (ang. *Regulatory Guide 1.6, Independence Between Redundant Standby (Onsite) Power Sources and Between Their Distribution Systems (Safety Guide 6)*), wydany 10 sierpnia 1971 roku [16]. Zgodnie z tym dokumentem każde źródło zasilania (np. agregat prądowcowy) musi mieć „...zdolność do działania jako redundantna jednostka będąca zapasowym źródłem zasilania”. Dlatego też, pod względem mechanicznym i elektrycznym, agregat

prądotwórczy zasilania zapasowego musi być w stanie działać podczas i po każdym zdarzeniu projektowym bez wsparcia preferowanego źródła zasilania (tj. np. sieci energetyki zawodowej). Pomimo to, że ostatnia rewizja RG 1.6 miała miejsce w 1971 roku, U.S. NRC twierdzi, że same wytyczne są nadal aktualne, technicznie poprawne, a ich język jest jasny i zrozumiały.

• Przewodnik regulacyjny 1.9 – Regulatory Guide 1.9

„Wybór, projektowanie, kwalifikacja i testowanie zapasowych agregatów prądotwórczych z silnikami wysokoprężnymi używanych jako systemy miejscowego zasilania elektrycznego klasy 1E w elektrowniach jądrowych” (ang. *Selection, Design, Qualification and Testing of Emergency Diesel Generator Units Used as Class 1E Onsite Electric Power Systems at Nuclear Power Plants*; dawniej Przewodnik bezpieczeństwa AEC 9); najnowsze wydanie: *Revision 4* z marca 2007 roku [17].

Regulatory Guide 1.9 ustanawia trzy następujące wymagania dotyczące osiągow zapasowego agregatu prądotwórczego, które musi spełnić, aby wykonywać funkcję projektową w systemach elektrowni jądrowej:

1. Agregat musi być w stanie „...wykonać rozruch i przejąć szereg dużych obciążeń silnikowych w szybkiej sekwencji włączeń, utrzymując przy tym napięcie i częstotliwość w dopuszczalnych granicach...”.
2. Agregat musi być również w stanie „...zapewnić natychmiastowe zasilanie do realizacji funkcji bezpieczeństwa, jeśli równocześnie nastąpi awaria i utrata zasilania zewnętrznego.”
3. Agregat musi „...nieprzerwanie dostarczać zasilanie do urządzeń potrzebnych do utrzymania elektrowni w stanie bezpiecznym...”.

Regulatory Guide 1.9 powołuje się na wspomniane wcześniej przepisy ogólnego kryterium projektowego **GDC 17** – „Systemy zasilania elektrycznego” i **GDC 18** – „Inspekcja i testowanie systemów zasilania elektrycznego”. Dokument odwołuje się również do zapisów norm:

- **IEEE 308** (kolejne wydania: 1970, 1971, 1974, 1978, 1980, 1991, 2001, 2012, 2020) – „Standardowe kryteria dla systemów zasilania klasy 1E dla elektrowni jądrowych” (ang. *IEEE Standard Criteria for Class 1E Power Systems for Nuclear Power Generating Stations*) [5].
- **IEEE 387** (kolejne wydania: 1972, 1977, 1984, 1995, 2017, 2024) – „Standardowe kryteria IEEE dla agregatów prądotwórczych stosowanych jako zapasowe źródła zasilania dla elektrowni jądrowych” (ang. *IEEE Standard for Criteria for Diesel Generator Units Applied as Standby Power Supplies for Nuclear Power Generating Stations*) [7], [9]. Normą nadrzędną dla IEEE 387 jest wspomniana wcześniej norma IEEE 308 [5]. Norma IEEE 387 rozszerza zakres normy IEEE 308 o rozdział 6.2.4, „Układy zasilania zapasowego” w odniesieniu do zastosowania agregatów prądotwórczych z silnikiem Diesla. W najnowszej

edycji z 2024 roku dokument ten został uwspólniony dla porządków normalizacyjnych IEEE (typowego dla USA i krajów podążających za normalizacją amerykańską) i IEC (ang. *International Electrotechnical Commission* – typowego dla krajów europejskich i dużej części pozostałych obszarów świata). Norma otrzymała „podwójne” oznaczenie: **IEC/IEEE 6332-387:2024** [9]. Norma dotyczy zarówno nowych, jak i modernizowanych elektrowni jądrowych. Określa ona główne kryteria projektowe, cechy konstrukcyjne, wymagania dotyczące testowania i kwalifikacji agregatów prądotwórczych, tak aby spełniały one swoje funkcje w warunkach awaryjnych. Ma ona kluczowe znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa w elektrowniach jądrowych poprzez standaryzację wymagań dla systemów zasilania zapasowego. Norma ta w powiązaniu z Regulatory Guide 1.9 zawiera precyzyjny i kompleksowy zestaw wymagań dotyczących projektowania, testowania i kwalifikacji zapasowych agregatów z silnikami Diesla stosowanych w energetyce jądrowej. Nie wszystkie spośród elektrowni jądrowych w USA zobowiązane są do stosowania normy IEEE 387. W szczególności dotyczy to najstarszych obiektów, które otrzymały licencję przed 1972 roku. Norma ta popiera również kilka innych zbiorów zaleceń i norm, w tym przewodnik Stowarzyszenia Producentów Silników Diesla (DEMA – ang. *Diesel Engine Manufacturer's Association*) pt. „Standardowe praktyki dla silników Diesla i silników gazowych o niskiej i średniej prędkości”, ostatnio edytowany w 1972 roku DEMA nie jest już obecnie aktywnym stowarzyszeniem, ale zdaniem U.S. NRC wytyczne te są nadal istotne dla kryteriów projektowych stosowanych w odniesieniu do zapasowych agregatów prądotwórczych instalowanych w większości amerykańskich elektrowni jądrowych. Wersje normy IEEE 387 wydane po 1977 roku określają również kryteria wstępnych testów kwalifikacyjnych „pierwszej jednostki” danego typu agregatu prądotwórczego przeznaczonego do wykorzystania w zapasowych systemach zasilania dla elektrowni jądrowych. Norma IEEE 387 w edycji z 1995 roku podała podstawę projektową dla zapasowych agregatów prądotwórczych dla elektrowni jądrowych, tj. 4000 rozruchów i 6000 godzin pracy, w określonym okresie eksploatacji wynoszącym 40 lat. Jak już wspomniano wcześniej, taka właśnie specyfika eksploatacji agregatu prądotwórczego z silnikiem Diesla, z ogromną liczbą uruchomień i zatrzymań oraz długich przestojów, bardzo różni się od typowej eksploatacji silników wysokoprężnych podobnej mocy w innych obszarach zastosowań komercyjnych.

- **IEC/IEEE 60780-323** (wydanie 2016) „Norma międzynarodowa – Obiekty jądrowe – Wyposażenie elektryczne ważne dla bezpieczeństwa – Kwalifikacja”

(ang. *International Standard – Nuclear facilities – Electrical equipment important to safety – Qualification*) [8]. Norma ta zastąpiła wcześniejszy standard IEEE 323 (ang. *Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations*). Pierwotny standard opublikowano w 1971 roku, a jego kolejne wersje edytowano w latach 1974, 1983 i 2003. Norma określa podstawowe wymagania dotyczące kwalifikacji urządzeń elektrycznych o kluczowym znaczeniu dla bezpieczeństwa oraz ich interfejsów (elektrycznych i mechanicznych) w obiektach jądrowych. Koncentruje się ona na wykazaniu i udokumentowaniu zdolności urządzenia do wykonywania funkcji bezpieczeństwa w różnych warunkach eksploatacji, w tym podczas okresów normalnego użytkowania oraz zdarzeń projektowych.

- **Przewodnik regulacyjny 1.32 – Regulatory Guide 1.32** „Kryteria dotyczące systemów zasilania elektrycznego związanych z bezpieczeństwem elektrowni jądrowych” (ang. *Criteria for Safety-Related Electric Power Systems for Nuclear Power Plants*); najnowsze wydanie: *Revision 3*, marzec 2004 roku [18]. Wytyczne 1.32 mają na celu wdrożenie zgodności wymagań U.S. NRC z następującymi dokumentami:

- Ogólne kryterium projektowe **GDC 17** (patrz powyżej).
- Norma **IEEE 308** (patrz powyżej). Wytyczne RG 1.32 powołują się na wymagania IEEE 308 w kontekście możliwości zasilania zapasowego (np. z agregatu prądotwórczego) wykorzystywanego jako niezależna/redundantna jednostka (lub zespół jednostek).

- **Przewodnik regulacyjny 1.75 – Regulatory Guide 1.75** „Kryteria dla niezależności elektrycznych systemów bezpieczeństwa” (ang. *Criteria for Independence of Electrical Safety Systems*), najnowsze wydanie: *Revision 3*, luty 2005 roku [19]. Przewodnik 1.75 zawiera wskazówki dla posiadaczy licencji na elektrownie jądrowe i potencjalnych wnioskodawców odnoszące się do sposobu spełnienia wymagań dotyczących fizycznego rozdzielania i separacji elektrycznej obwodów i urządzeń wchodzących w skład systemów bezpieczeństwa. Zasadniczo przedstawia on dopuszczalne metody utrzymania niezależności tych systemów, zapewniając ich prawidłowe funkcjonowanie w trakcie i po wystąpieniu zdarzeń projektowych. RG 1.75 powołuje się również na normę:

- **IEEE 384:2018** – „Standardowe kryteria niezależności urządzeń i obwodów klasy 1E” (ang. *IEEE Standard Criteria for Independence of Class 1E Equipment and Circuits*) [6]. W normie opisano wymagania dotyczące niezależności obwodów i urządzeń wchodzących w skład systemów klasy 1E lub z nimi powiązanych. Przedstawiono kryteria niezależności, jaką można osiągnąć poprzez fizyczną separację i izolację elektryczną obwodów i urządzeń redundantnych.

- **Przewodnik regulacyjny 1.93 – Regulatory Guide 1.93** „Dostępność źródeł energii elektrycznej” (ang.

Availability of Electric Power Sources); najnowsze wydanie: *Revision 1*, marzec 2012 roku [20]. Przewodnik RG 1.93 zawiera wytyczne dla posiadaczy licencji na elektrownie jądrowe dotyczące dopuszczalnych działań w przypadku, gdy liczba dostępnych źródeł energii elektrycznej spadnie poniżej minimum wymaganego przez specyfikacje techniczne. W szczególności dotyczy on sytuacji, w których graniczne warunki eksploatacji (ang. *Limiting Conditions for Operation* – LCO) elektrowni nie są spełnione z powodu zmniejszenia liczby dostępnych źródeł energii wymaganych przez ogólne kryterium projektowe GDC 17.

- **Przewodnik regulacyjny 1.108 – Regulatory Guide 1.108** „Okresowe testy agregatów prądotwórczych z silnikami Diesla wykorzystywanych jako miejscowe systemy zasilania w elektrowniach jądrowych” (ang. *Periodic Testing of Diesel Generator Units Used as Onsite Electric Power Systems at Nuclear Power Plants*). Dokument ten został wycofany przez U.S. NRC w 1993 roku i zastąpiony przez Regulatory Guide 1.9, *Revision 3* (patrz powyżej). W niektórych starszych amerykańskich elektrowniach jądrowych, w przypadku których licencjodawcy zobowiązali się do przestrzegania RG 1.108, przyjęto następnie RG 1.9 tylko częściowo.

- **Przewodnik regulacyjny 1.137 – Regulatory Guide 1.137** „Systemy oleju napędowego dla zapasowych agregatów prądotwórczych” (ang. *Fuel-Oil Systems for Standby Diesel Generators*); najnowsze wydanie: *Revision 2* z czerwca 2013 roku [21]. RG 1.137 przedstawia metody uznane za dopuszczone przez U.S. NRC w celu zapewnienia jakości i niezawodności dostawy oleju napędowego do zapasowych agregatów prądotwórczych z silnikami Diesla. Obejmuje on wytyczne dotyczące przechowywania, postępowania z olejem napędowym i jego testowania w celu zapobiegania degradacji oraz zapewnienia sprawności systemów oleju napędowego w sytuacjach awaryjnych. RG 1.137 ma również na celu wdrożenie zgodności z częściami przepisów ogólnego kryterium projektowego GDC 17, a także popiera normy:

- **ANSI N195** „Systemy oleju napędowego dla zapasowych agregatów prądotwórczych z silnikami Diesla” (ang. *Fuel Oil Systems for Standby Diesel Generators*) – norma z 1976 roku; ostatnio publikowana w 2013 roku i wycofana w 2022 roku.

- **ANSI/ANS-59.51-1997 (R2015)** „Systemy oleju napędowego dla zapasowych agregatów prądotwórczych związanych z bezpieczeństwem” (ang. *Fuel Oil Systems for Safety-Related Emergency Diesel Generators*) – norma pierwotnie wydana w 1997 roku i potwierdzona w latach: 2007 i 2015. Określa ona wymagania funkcjonalne, wydajnościowe i projektowe dla układu oleju napędowego dla agregatów prądotwórczych z silnikami wysokoprężnymi, zapewniającymi miejscowe zasilanie zapasowe istotne dla bezpie-

czeństwa w energetycznych blokach jądrowych z reaktorami lekkowodnymi. Dotyczy ona wyposażenia mechanicznego związanego z układem oleju napędowego, z wyjątkiem elementów montowanych na samej konstrukcji silnika Diesla, a także wymagania funkcjonalne dotyczące oprzyrządowania i sterowania.

- **Przewodnik regulacyjny 1.155 – Regulatory Guide 1.155** „Utrata zasilania bloku energetycznego” (ang. *Station Blackout – SBO*); wydany w 1988 roku RG 1.155 zawiera wytyczne dla operatorów elektrowni jądrowych dotyczące radzenia sobie z awarią zasilania prądem przemiennym (zarówno miejscowego, jak i zewnętrznego) energetycznego bloku jądrowego.

W przewodniku opisano konieczność wytrzymania awarii zasilania bloku przez określony czas, na bazie prawdopodobieństwa wystąpienia awarii SBO oraz zdolność bloku do przywrócenia zasilania. Przewodnik odwołuje się do innych dokumentów, takich jak norma IEEE 387 (patrz powyżej), a także uwzględnia kwestie niezależności źródeł zasilania i możliwości doprowadzenia elektrowni do bezpiecznego stanu wyłączenia podczas awarii SBO. Uwzględnia również wpływ awarii zasilania na inne systemy elektrowni oraz potrzebę zapewnienia odpowiedniej wydajności i niezawodności alternatywnych źródeł zasilania prądem przemiennym.

RG 1.155 ma na celu zapewnienie zgodności z wymaganiami przepisów 10 CFR 50.63, „Utrata całego zasilania prądem przemiennym...”. „Określony czas trwania przerwy w dostawie energii elektrycznej powinien być oparty na następujących czynnikach: (i) Nadmiarowość lokalnych zapasowych źródeł zasilania prądem przemiennym; (ii) Niezawodność lokalnych zapasowych źródeł zasilania prądem przemiennym...”

RG 1.155 powołuje się również na dokument NUMARC 8700: Wytyczne i podstawy techniczne dla inicjatyw NUMARC dotyczących przerw w dostawie energii elektrycznej w energetycznych blokach jądrowych z reaktorami lekkowodnymi (ang. *Guidelines and Technical Bases for NUMARC Initiatives Addressing Station Blackout at Light Water Reactors*).

5.4. Wytyczne fińskiego dozoru jądrowego STUK

Fiński urząd dozoru jądrowego STUK (fiń. *Säteilyturvakeskus*; ang. *Radiation and Nuclear Safety Authority*) opracował przewodnik **YVL E.10**, zatytułowany „Układy zasilania zapasowego w obiekcie jądrowym” (fiń. *Ydinlaitoksen varavoiimalähteet*; ang. *Emergency power supplies of a nuclear facility*), najnowsza edycja: 2020 rok [15]. określający wymagania dotyczące projektowania, produkcji, instalacji, uruchomienia, eksploatacji, monitorowania stanu i konserwacji systemów zasilania zapasowego w obiektach jądrowych. Opisuje on również nadzór regulacyjny stosowany przez STUK oraz upoważnione organy inspekcyjne w celu zapewnienia zgodności z obowiązującymi regulacjami.

Przewodnik dotyczy układów zasilania zapasowego dla klas bezpieczeństwa 2 i 3.

W szczególności wytyczne YVL E.10 obejmują zespoły prądotwórcze zarówno z silnikami dieslowskimi, jak i z turbinami gazowymi. Oprócz tego omówione są powiązane z nimi podzespoły i urządzenia niezbędne do wytwarzania energii w obiekcie jądrowym w stanach przejściowych i awaryjnych. W przewodniku szczegółowo opisano środki regulacyjne stosowane przez STUK i upoważnione organy inspekcyjne w celu weryfikacji spełnienia wymagań w całym cyklu użytkowania zapasowych systemów zasilania: począwszy od wyprodukowania, montażu i uruchomienia, eksploatacji, konserwacji i remontów, aż do wycofania. W przewodniku podkreślono, że wymagania są wiążące dla licencjohioborców i producentów podzespołów stosowanych w układach zasilania zapasowego. Podkreślono również odpowiedzialność licencjohioborcy za zapewnienie niezawodności układów zasilania zapasowego i możliwości realizacji przez nie funkcji bezpieczeństwa przez cały okres eksploatacji obiektu.

W dokumencie YVL E.10 w odniesieniu do projektowania agregatów prądotwórczych z silnikami wysokoprężnymi dokumentem odniesienia jest niemiecka norma jądrowa (niem. *Kerntechnischer Ausschuss*) **KTA 3702** „Zapasowe urządzenia do wytwarzania energii z agregatami prądotwórczymi z silnikami Diesla w elektrowniach jądrowych” (niem. *Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken*; ang. *Emergency Power Generating Facilities with Diesel-Generator Units in Nuclear Power Plants*) [10].



W drugiej części artykułu, który zostanie opublikowany w następnym numerze Biuletynu „BJOR”, omówione zostaną m.in. zagadnienia rozruchu agregatu w warunkach awaryjnych, obciążania sekwencyjnego agregatu odbiornikami energii elektrycznej systemów potrzeb własnych energetycznego bloku jądrowego, wpływu zmian napięcia i częstotliwości na pracę systemu zasilania zapasowego, wymagania projektowe, kwalifikacja urządzeń i ich testowanie.

O autorze

Dr inż. Jacek Nowicki – absolwent Wydziału Elektrycznego Politechniki Warszawskiej z 1988 roku. W tej uczelni w 1996 roku obronił doktorat w pod kierunkiem prof. Zbigniewa Cioka. Zawodowo związany był z polskimi i międzynarodowymi firmami przemysłu elektrotechnicznego i budownictwa elektroenergetycznego: ZWAR, ABB, Schneider Electric, VA Tech, Elektrobudowa i Erbud International, pracując na rynku krajowym oraz rynkach zagranicznych, m.in. w Królestwie Arabii Saudyjskiej. W latach 2017–2023 pełnił funkcję Sekretarza Generalnego Stowarzyszenia Elektryków Polskich. Obecnie jest ekspertem ds. zagadnień elektrycznych w Departamencie Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki. Jest autorem wielu publikacji z dziedziny energetyki jądrowej, energetyki odnawialnej i magazynowania energii. Wspólnie z prof. Janem Maksymiukiem napisał podręcznik akademicki „Aparaty elektryczne i rozdzielnice wysokich i średnich napięć” (2014 rok).

Literatura

1. IAEA Safety Standards, *Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements*, No. SSR-2/1 (Rev. 1).
2. IAEA Safety Standards, *Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation*, Specific Safety Requirements No. SSR-2/2 (Rev. 1).
3. IAEA Safety Standards, *Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants*, Specific Safety Guide No. SSG-30.
4. IAEA Safety Standards, *Design of Electrical Power Systems for Nuclear Power Plants*, Specific Safety Guide No. SSG-34.
5. IEEE 308:2020. *IEEE Standard Criteria for Class 1E Power Systems for Nuclear Power Generating Stations*.
6. IEEE 384:2018. *IEEE Standard Criteria for Independence of Class 1E Equipment and Circuits*.
7. IEEE 387:2024. *IEEE Standard for Criteria for Diesel Generator Units Applied as Standby Power Supplies for Nuclear Power Generating Stations*.
8. IEEE/IEC 60780-323:2016. *International Standard – Nuclear facilities – Electrical equipment important to safety – Qualification*.
9. IEC/IEEE 63332-387:2024. *International Standard for Nuclear facilities – Electrical power systems – Diesel generator units applied as standby power sources*.
10. KTA 3702:2022-11, *Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken (Emergency Power Generating Facilities with Diesel-Generator Units in Nuclear Power Plants)*.
11. Mazzoni O.S., *Electrical Systems for Nuclear Power Plants*, IEEE Press / John Wiley & Sons, Hoboken, New Jersey, USA, 2019.
12. Nowicki J., *Część elektryczna i AKPiA elektrowni jądrowej: budowa, działanie, wymagania normalizacyjne i jakościowe, wytyczne i zalecenia dla dostawców i wykonawców*, Ministerstwo Przemysłu, Katowice 2024 r.
13. Pawlik M., Strzelczyk F., *Elektrownie*, wyd. VII, Wydawnictwa Naukowo-Techniczne, Warszawa 2014 r.
14. *Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego*, Dziennik Ustaw, 20 września 2012 r. poz. 1048.
15. STUK (Radiation and Nuclear Safety Authority), Guide YVL E.10 *Emergency power supplies of a nuclear facility*, Vantaa, Finland, January 20, 2020.
16. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.6, *Independence Between Redundant Standby (Onsite) Power Sources and Between Their Distribution Systems* (Safety Guide 6), Aug. 10, 1971.
17. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide (RG) 1.9 *Application and Testing of Safety-Related Diesel Generators in Nuclear Power Plants*, Revision 4, March 2007.
18. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide (RG) 1.32 *Criteria for Safety-Related Electric Power Systems for Nuclear Power Plants*; Revision 3, March 2004.
19. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide (RG) 1.75, *Criteria for Independence of Electrical Safety Systems*, Revision 3, February 2005.
20. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide (RG) 1.93, *Availability of Electric Power Sources*, Revision 1, March 2012.
21. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide (RG) 1.137, *Fuel-Oil Systems for Standby Diesel Generators*, Revision 2, June 2013.

Strefy planowania awaryjnego dla jądrowej produkcji ciepła: wzorce z Chin, Finlandii i Szwajcarii a droga do dekarbonizacji polskich sieci ciepłowniczych

Emergency planning zones for nuclear heat generation: models from China, Finland, and Switzerland, and the road to decarbonization of Polish district heating networks

Bartosz Skura
Politechnika Warszawska

Streszczenie: Artykuł analizuje kwestię stref planowania awaryjnego (EPZ) wokół elektrowni jądrowych wykorzystywanych do produkcji ciepła sieciowego. Omawiane są trzy praktyczne modele regulacyjne: chiński, fiński i szwajcarski. Zestawienie tych przykładów pokazuje, jak odmienne systemy prawne łączą wymogi bezpieczeństwa radiologicznego z potrzebami miejskich sieci ciepłowniczych. Studium wybranych przypadków wskazuje, iż zarówno duże bloki energetyczne, jak i małe reaktory modułowe (SMR) mogą zasilać sieci ciepłownicze, nie powodując konieczności zmiany w podejściu do ustalania stref planowania awaryjnego, jeśli czynnik grzewczy pobierany jest z nieaktywnego obiegu. W odniesieniu do Polski autor wskazuje, że planowana elektrownia jądrowa na wybrzeżu, wsparta odpowiednią magistralą przesyłową, mogłaby zasilić ciepłem aglomerację Trójmiasta, a równoległy program SMR-ów otworzyłby drogę do niskoemisyjnego ogrzewania miast śródlądowych. Wykorzystanie energii jądrowej w ciepłownictwie może się stać jednym z najszybszych i najbezpieczniejszych sposobów głębokiej dekarbonizacji polskich sieci ciepłowniczych.

Słowa kluczowe: Bezpieczeństwo jądrowe, ciepłownictwo, dekarbonizacja, kogeneracja, SMR, strefy planowania awaryjnego.

Abstract: The article examines the issue of emergency planning zones (EPZs) around nuclear power plants used for district heating. It discusses three practical regulatory models: Chinese, Finnish, and Swiss. A comparison of these examples shows how different legal frameworks reconcile radiological safety requirements with the needs of urban heating networks. Case studies show that both large power reactors and small modular reactors (SMRs) can supply district heating networks without requiring changes to the way EPZs are set, provided the heat carrier is drawn from a non-radioactive secondary circuit. Concerning Poland, the author points out that the planned coastal nuclear power plant supported by an appropriate transmission pipeline could heat the Tri-City area and that a parallel SMR programme would pave the way for low-emission heating in inland cities. The use of nuclear power in district heating could become one of the fastest and safest ways to deeply decarbonize Poland's district heating networks.

Keywords: Nuclear safety, district heating, decarbonization, cogeneration, SMR, emergency planning zones.

1. Wstęp

Wraz z przyspieszeniem dekarbonizacji światowej energetyki uwaga przesuwana się z samej produkcji energii elektrycznej na ogrzewanie miast, które w wielu krajach, w tym także w Polsce, wciąż zależy od węgla i gazu [1]. **Jądrowa produkcja ciepła oraz kogeneracja** (jednoczesne wytwarzanie ciepła sieciowego i energii elektrycznej w reaktorach jądrowych) mogą tu odegrać kluczową rolę, gdyż są w stanie zapewnić **stabilne i bezemisyjne źródło energii** nawet w pobliżu gęstej zabudowy miejskiej. Aby wizja jądrowych ciepłowni mogła zyskać społeczną akceptację, musi jej towarzyszyć gwarancja najwyższych standardów bezpieczeństwa. Kluczową rolę odgrywają tu **strefy planowania awaryjnego** (ang. *Emergency Planning Zones*, EPZ). Są to wyznaczone obszary wokół obiektu jądrowego, w których w razie najpoważniejszej awarii można szybko wdrożyć środki ochronne ludności. Doświadczenia z wykorzystaniem energii jądrowej do celów ciepłowniczych nie są już wyłącznie koncepcją akademicką. Na świecie działa dziś kilkanaście obiektów, które dostarczają ciepło sieciowe mieszkańcom miast. W niniejszym artykule przeanalizowano przypadki trzech państw: Chin, Finlandii oraz Szwajcarii, ponieważ reprezentują one odmienne modele regulacyjne, skalę projektów oraz poziom dojrzałości technologicznej, dostarczając zarazem najbardziej kompletne dane operacyjne potrzebne do oceny ryzyka radiologicznego. Analiza zagranicznych doświadczeń pozwala odpowiedzieć na dwa kluczowe pytania z polskiej perspektywy. Po pierwsze, czy wdrożenie jądrowych źródeł ciepła, zarówno w formie kogeneracji, jak i dedykowanych ciepłowni jądrowych, wymaga zmiany podejścia do wyznaczania stref planowania awaryjnego. Po drugie, jakie korzyści systemowe odniesie krajowe ciepłownictwo, gdy wyeksploatowane elektrociepłownie węglowe zostaną zastąpione niskoemisyjnymi reaktorami.

2. Zasady wyznaczania stref planowania awaryjnego w Chinach

2.1. Podstawy prawne i techniczne

Ustalanie stref planowania awaryjnego w Chinach odbywa się na podstawie krajowego prawa i norm technicznych. Najważniejsze regulacje to m.in. Ustawa o bezpieczeństwie jądrowym [2], która nakłada obowiązek przygotowania planów awaryjnych oraz powołania krajowych i lokalnych komisji ds. awaryjnego reagowania. Dopełnieniem są normy państwowe, zwłaszcza GB 6249-2025 [3] oraz GB/T 17680.1-2008 [4], które precyzują wymagania ochrony radiologicznej na etapie projektowania i eksploatacji elektrowni jądrowych. Dokumenty te zobowiązują operatora i władze do opracowania planów awaryjnych, wyznaczenia stref ochronnych i określenia limitów dawek, a także definiują pojęcie stref planowania awaryjnego wraz z metodami ich wyznaczania, tworząc podstawę do przygo-

towania planów reagowania kryzysowego przy elektrowniach jądrowych. Ponadto funkcjonuje Krajowy plan reagowania na awarie jądrowe [5], który określa ogólnokrajowy system organizacyjny i zasady postępowania w sytuacjach awaryjnych.

2.2. Podział stref planowania awaryjnego

Chiński system planowania awaryjnego dzieli otoczenie elektrowni na strefy planowania awaryjnego ze względu na potencjalne drogi narażenia. Wyróżnia się przede wszystkim: **strefę narażenia na chmurę radioaktywną** (z dalszym podziałem na strefę wewnętrzną i zewnętrzną) oraz **strefę ograniczonego spożycia**, związaną z ryzykiem narażenia przez skażoną żywność i wodę pitną [4, 6]. Poniżej przedstawiono charakterystykę tych stref.

2.2.1. Strefa narażenia na chmurę radioaktywną

Dla chińskich reaktorów zaleca się, aby całkowity promień strefy narażenia na chmurę radioaktywną mieścił się w zakresie około **7–10 km** od elektrowni. Strefa ta dzielona jest na część **wewnętrzną** (bliższą elektrowni) o promieniu typowo **3–5 km** oraz **zewnętrzną** sięgającą do wspomnianych 7–10 km. W tym obszarze planuje się natychmiastowe działania ochronne na wypadek awarii: przede wszystkim ewakuację lub schronienie ludności, dystrybucję jodu, a także kontrolę spożycia żywności i wody pochodzącej z obszaru skażenia. Celem jest ochrona ludności przed ostrą ekspozycją z chmury w pierwszych godzinach i dniach po zdarzeniu. Podział na strefę wewnętrzną i zewnętrzną wynika z różnicy w zalecanych działaniach: w wewnętrznej części przewiduje się najbardziej zdecydowane środki (np. szybką ewakuację), w zewnętrznej zaś dodatkowe środki ostrożności zależne od skali uwolnienia (np. schronienie, przygotowanie do ewakuacji w razie pogorszenia sytuacji).

2.2.2. Strefa ograniczonego spożycia

Strefa ograniczonego spożycia obejmuje obszar położony dalej od elektrowni; najczęściej wyznacza się ją w promieniu **30–50 km**, a dokładny zasięg określa się na podstawie lokalnych warunków i szczegółowych analiz. Strefa ta służy zapewnieniu ochrony ludności przed długotrwałym narażeniem wskutek spożycia skażonych produktów rolnych, żywności, wody pitnej czy pasz, które mogą ulec zanieczyszczeniu opadem promieniotwórczym po awarii. Planuje się w niej środki takie jak kontrola i zakaz wprowadzania do spożycia żywności i wody pochodzących z obszaru skażonego, monitoring radiologiczny żywności oraz, w razie przekroczenia wartości bezpiecznych, ewentualne przesiedlenie ludności lub zakaz upraw.

2.2.3. Wyznaczanie granic stref planowania awaryjnego

Definicja zasięgu stref jest ściśle powiązana z progami dawek, przy których w sytuacji awaryjnej podejmowane są działania ochrony ludności. Zarówno standardy krajowe,

jak i wytyczne Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej [7] przewidują ogólne poziomy interwencji radiologicznej, których przekroczenie uzasadnia m.in. ewakuację, ukrycie się czy podanie preparatów z jodem. W Chinach odwołano się do tych wartości w normie GB 18871–2002 [8] przy wyznaczaniu EPZ. Obliczone dawki porównuje się z ogólnymi poziomami interwencji określonymi w tym standardzie. Zasada jest następująca: promień EPZ powinien być tak dobrany, by poza nim, nawet w razie najcięższej awarii, dawki nie przekroczyły poziomów wymagających interwencji [9].

Wyznaczenie granic EPZ opiera się na teoretycznych analizach rozprzestrzeniania radionuklidów w atmosferze oraz ocenie potencjalnych konsekwencji radiologicznych. Przy określaniu zasięgu stref planowania awaryjnego chińskie przepisy wymagają przeanalizowania zarówno awarii projektowych, jak i ciężkich awarii zgodnie z normą [4] oraz praktyką analiz probabilistycznych. W praktyce oznacza to rozważenie całego spektrum potencjalnych zdarzeń, od typowych awarii przewidywanych w projekcie po najcięższe możliwe wypadki z poważnym uszkodzeniem rdzenia, stopieniem paliwa i uszkodzeniem obudowy bezpieczeństwa. Celem jest ocena maksymalnych możliwych skutków radiologicznych, nawet jeśli prawdopodobieństwo takich zdarzeń jest bardzo małe.

Przy wyznaczaniu stref planowania awaryjnego w Chinach uwzględnia się również czynniki meteorologiczne, geograficzne i demograficzne. Kształt strefy należy dostosować do rzeźby terenu i dominujących kierunków wiatru: można ją na przykład zwęzić tam, gdzie pasma górskie stanowią naturalną osłonę, oraz poszerzyć w sektorach, w których wiatr sprzyja przenoszeniu zanieczyszczeń na większe odległości. W kierunku dużych miast czy obszarów przemysłowych strefę planowania awaryjnego poszerza się tak, by uwzględnić potencjalnie większą liczbę mieszkańców, natomiast nad obszarami słabo zaludnionymi, takimi jak morze czy pustynia, strefę można zawęzić. Logistyka ewakuacji (drogi, mosty, możliwości przemieszczania ludności) także wpływa na korektę obszaru. EPZ często dopasowuje się do granic administracyjnych lub naturalnych barier tak, by umożliwić sprawną organizację akcji. W praktyce więc strefy przybierają nieraz nieregularny kształt dostosowany do otoczenia [6, 10].

2.3. Dodatkowe strefy wokół elektrowni jądrowej

Oprócz wspomnianych stref planowania awaryjnego chińskie regulacje wyróżniają także strefy dotyczące planowania przestrzennego i bezpieczeństwa fizycznego wokół elektrowni jądrowych. Ich celem jest ograniczenie dostępu do obiektu oraz gęstości zabudowy i zaludnienia w jego sąsiedztwie, jeszcze zanim zajdzie potrzeba uruchomienia działań awaryjnych. Należą do nich **strefa wykluczenia** oraz **strefa ograniczonego planowania** [3, 6, 10].

2.3.1. Strefa wykluczenia

Strefa wykluczenia to obszar bezpośrednio otaczający reaktor, na którym zabroniona jest stała obecność ludności cywilnej. W Chinach wymagane jest, aby promień tej strefy wynosił **co najmniej 500 metrów od reaktora**. Celem strefy wykluczenia jest zapewnienie, że nikt z przypadkowej ludności nie przebywa w bezpośrednim sąsiedztwie reaktora, co podnosi bezpieczeństwo w dwóch wymiarach: podczas normalnej eksploatacji umożliwia skuteczną kontrolę dostępu i minimalizuje narażenie osób postronnych nawet na śladowe emisje, natomiast w razie awarii gwarantuje, że najwyższe dawki promieniowania pojawiają się wyłącznie na terenie kontrolowanym przez operatora, a nie w przestrzeni publicznej. Innymi słowy, przy prawidłowym zaprojektowaniu elektrowni żadna osoba poza terenem zakładu (poza strefą wykluczenia) nie powinna otrzymać dawki przekraczającej dopuszczalne limity podczas najpoważniejszej analizowanej awarii projektowej. Strefa ta pełni również funkcję bufora dla służb; w razie incydentu działania wewnątrz jej granic podejmuje wyłącznie upoważniony personel.

2.3.2. Strefa ograniczonego planowania

Strefa ograniczonego planowania służy ograniczeniu gęstości zaludnienia i działalności w otoczeniu elektrowni, aby ułatwić ewentualną ewakuację oraz zminimalizować skutki radiologiczne awarii. Innymi słowy, jest to obszar podlegający kontroli planistycznej, gdzie nie lokuje się nowych osiedli ani dużych obiektów publicznych mogących skupić znaczną populację. Jej celem jest zapewnienie, że w razie poważnego wypadku liczba osób wymagających ochrony będzie stosunkowo niewielka, a prowadzenie działań ratunkowych wykonalne. Jej promień wynosi **co najmniej 5 km od reaktora**. Dodatkowo, wewnątrz strefy ograniczonego planowania nie mogą się znajdować miasteczka o ludności przekraczającej 10 tys. mieszkańców, a w promieniu do 10 km nie powinno być miast powyżej 100 tys. mieszkańców [3].

2.3.3. Granice dodatkowych stref

Dokładne granice stref wykluczenia i ograniczonego planowania wyznacza się tak, by nawet podczas **awarii projektowych** (o prawdopodobieństwie wystąpienia wynoszącym 10^{-4} – 10^{-2} /rok) oraz **rozszerzonych warunków projektowych** (o prawdopodobieństwie wystąpienia wynoszącym 10^{-6} – 10^{-4} /rok) dawki nie przekroczyły poniższych progów:

- Awaria projektowa (może prowadzić do niewielkich uszkodzeń elementów paliwowych, ale pojedyncza awaria nie spowodowałaby utraty funkcjonalności systemów wymaganych do reagowania na awarię) – na granicy strefy wykluczenia dawka efektywna w pierwszych 2 h nie może przekroczyć **5 mSv**; na granicy strefy ograniczonego planowania ta sama wartość 5 mSv nie może zostać przekroczona w czasie trwania wypadku (domyślnie 30 dni).

- Rozszerzone warunki projektowe (zbiór sekwencji awarii poważniejszych niż awarie projektowe, mogący prowadzić do dużych uwolnień materiałów radioaktywnych, ale pojedyncza awaria nie spowodowałaby utraty funkcjonalności systemów wymaganych do reagowania na awarię) – kryteria rosną do **100 mSv** w czasie 2 h dla strefy wykluczenia i 30 dni dla strefy ograniczonego planowania.

3. Kogeneracyjna elektrownia Haiyang

3.1. Lokalizacja geograficzna i administracyjna obiektu

Elektrownia jądrowa Haiyang znajduje się we wschodnich Chinach, w prowincji Shandong, na wybrzeżu Morza Żółtego. Administracyjnie podlega miastu powiatowemu Haiyang w prefekturze Yantai. Obiekt zlokalizowano na nadmorskim półwyspie: reaktory stoją na cyplu otoczonym z trzech stron morzem, co sprzyja bezpieczeństwu i ogranicza liczbę ludności w bezpośrednim sąsiedztwie. Elektrownia znajduje się w odległości **22 km** od centrum miasta Haiyang oraz około **93 km** od dużego miasta Yantai i **107 km** od metropolii Qingdao. Najbliższą niewielką miejscowością jest Liugezhuang, oddalona o około 10 km od elektrowni. Spełniono tym samym rygorystyczne krajowe wymogi lokalizacyjne, które zalecają budowę elektrowni jądrowych z dala od gęsto zaludnionych obszarów. Rzeczywista gęstość zaludnienia w promieniu kilkunastu kilometrów od elektrowni jądrowej Haiyang jest niska, dominują tereny rolnicze i rybackie, bez większych skupisk miejskich [11, 12]. Rysunek 1 przedstawia lokalizację elektrowni Haiyang i pozostałych chińskich elektrowni jądrowych na mapie Chin.

3.2. Struktura i charakterystyka obiektu

Elektrownia Haiyang została zaprojektowana jako duży kompleks energetyczny obejmujący docelowo sześć bloków jądrowych wodno-ciśnieniowych (ang. *Pressurized Water Reactor*, PWR) o mocy rzędu 1000 MWe każdy. Aktualnie eksploatowane są dwa bloki energetyczne w ramach pierwszej fazy inwestycji. Blok 1 i 2 to reaktory AP1000, stanowiące jednostki demonstracyjne amerykańskiej technologii Westinghouse wdrożonej w Chinach. Każdy z tych bloków ma moc netto około 1170 MWe (moc cieplna około 3415 MW). Budowa bloków AP1000 w Haiyang rozpoczęła się pod koniec 2009 roku (blok 1) oraz w połowie 2010 roku (blok 2). Blok 1 osiągnął stan krytyczny w sierpniu 2018 roku. Obecnie trwa faza druga inwestycji. Budowę bloku Haiyang 3 rozpoczęto w lipcu 2022 roku, a bloku Haiyang 4 w kwietniu 2023 roku. Oba te reaktory będą jednostkami typu CAP1000, czyli ulepszoną, lokalną odmianą technologii AP1000 opracowaną przez chińskie instytuty we współpracy z firmą Westinghouse i dostosowaną do krajowego łańcucha dostaw. Kolejnym etapem rozwoju ma być trzecia faza inwestycji, obejmująca budowę bloków Haiyang 5 i 6, również planowanych jako reaktory typu CAP1000. Zgodnie z dostępnymi danymi projektowymi ich realizacja ma się rozpocząć około 2028 roku [12].

3.3. Jądrowy system kogeneracji elektryczności i ciepła

Elektrownia Haiyang to pierwszy w Chinach komercyjny projekt ogrzewania sieciowego za pomocą ciepła z pracy elektrowni jądrowej. W grudniu 2019 roku uruchomiono pilotażowo ogrzewanie około 700 tysięcy m² powierzchni



Rys. 1. Mapa Chin z zaznaczonymi elektrowniami jądrowymi (źródło: World Nuclear Association).

Fig. 1. Map of China with nuclear power plants marked (source: World Nuclear Association).

mieszkalnej [13]. W listopadzie 2020 roku, po udanych próbach, elektrownia rozpoczęła regularne dostawy ciepła do całego miasta Haiyang [14]. Projekt nazwany Warm Nuclear No. 1 był sukcesywnie rozbudowywany w kolejnych latach, na przykład w 2023 roku uruchomiono **23-kilometrowy rurociąg** dostarczający ciepło również do miasta Rushan. W sezonie zimowym 2024/2025 system ogrzewania o mocy cieplnej **1134 MW** pokrywał już **13 mln m²** powierzchni grzewczej, a docelowo moc ma wystarczyć na ogrzanie nawet do **200 mln m²** powierzchni w rejonie Półwyspu Shandong [15, 16].

Ciepło z elektrowni pobierane jest w postaci upustu pary wtórnego obiegu, czyli nieaktywnej pary wytworzonej w wytwornicach pary przez gorącą wodę z obiegu pierwotnego reaktora [17, 18]. Taka para nie zawiera substancji promieniotwórczych, gdyż jest odseparowana od wody reaktorowej barierą wytwornicy pary. Para upuszczana z wtórnego obiegu trafia następnie do specjalnego węzła cieplnego na terenie elektrowni, gdzie stopniowo oddaje ciepło wodzie krążącej w zamkniętym obiegu pośrednim. Ciepło z elektrowni przekazywane jest następnie długim rurociągiem do miasta. Gorąca woda obiegu pośredniego płynie magistralą ciepłowniczą do zewnętrznej stacji wymiany ciepła, zlokalizowanej bliżej odbiorców i będącej już w gestii lokalnego przedsiębiorstwa ciepłowniczego. Tam ciepło może być już przekazane dalej do miejskiego systemu dystrybucji [15].

3.4. Strefy planowania awaryjnego

Zgodnie z decyzją Regionalnego komitetu ds. reagowania awaryjnego w Shandong z 2012 roku strefę narażenia na chmurę radioaktywną przyjęto jako obszar o promieniu **10 km** (w tym wewnętrzną podstrefę **5 km**), a strefę ograniczonego spożycia wyznaczono jako obszar w kształcie koła o promieniu **50 km** od reaktora. Ponadto funkcjonuje strefa wykluczenia (granica lądowa została wyznaczona zgodnie z granicą terenu zakładu, a na morzu przyjęto promień **0,8 km** od reaktora) oraz strefa ograniczonego planowania o promieniu **5 km**. Wewnętrzna strefa narażenia na chmurę radioaktywną, jak i strefa ograniczonego planowania, obejmują jedynie niewielkie wioski i osiedla, natomiast zewnętrzna strefa obejmuje już fragmenty większych skupisk ludności: części miasteczek i dzielnic miasta Haiyang, a także obszarów przemysłowych. Strefa ograniczonego spożycia obejmuje znaczną część północno-wschodniego Shandong. W jej granicach znajduje się prawie całe miasto powiatowe Haiyang, a także obrzeża innych dużych miast [12].

3.5. Porównanie z elektrownią Sanmen

Spośród kilkudziesięciu bloków jądrowych pracujących w Chinach tylko dwa ośrodki eksploatują reaktory typu AP1000. Są to Haiyang w prowincji Shandong oraz San-

men w prowincji Zhejiang [19]. Powstały niemal równolegle, mają identyczną architekturę reaktora oraz podobne poziomy mocy, co czyni je idealną parą do badania wpływu czynników pozareaktorowych na bezpieczeństwo i oddziaływanie elektrowni. Różni je jednak kluczowy element użytkowy: Haiyang od sezonu 2019/2020 wykorzystuje część ciepła odpadowego z obiegów turbiny do zasilania największego w Chinach systemu ciepłowniczego.

Elektrownia Sanmen znajduje się w prowincji Zhejiang, w nadmorskiej części powiatu Sanmen (prefektura Taizhou). Od zachodu chroniona jest przez masyw górski, a od wschodu otacza ją zatoka Sanmen. Granice stref planowania awaryjnego w Sanmen są dokładnie takie same jak dla elektrowni Haiyang, tj. 5 km dla wewnętrznej i 10 km dla zewnętrznej strefy narażenia na chmurę radioaktywną oraz 50 km dla strefy ograniczonego spożycia. Strefa ograniczonego planowania elektrowni Sanmen to również okrąg o promieniu 5 km, natomiast strefa wykluczenia ma nieregularny kształt, a odległość jej granicy od centrum reaktora waha się od 800 do 1500 metrów. Mimo że obie lokalizacje dzieli ponad 800 km w linii prostej, gęstość zaludnienia w ich bezpośrednim sąsiedztwie jest do siebie zbliżona. Tabela 1 przedstawia szczegółową liczbę ludności zamieszkującej poszczególne strefy wyznaczone na podstawie promienia odległości od danej elektrowni.

Zestawienie danych dla elektrowni Haiyang i Sanmen pozwala sformułować kluczowe wnioski dotyczące rzeczywistego wpływu gęstości zaludnienia na projektowanie stref planowania awaryjnego dla obiektów jądrowych. Analiza porównawcza, a zwłaszcza dane demograficzne z tabeli 1, wyraźnie pokazują, że to nie funkcja kogeneracyjna decyduje o wielkości stref planowania awaryjnego. Co więcej, elektrownia Sanmen, która nie dostarcza ciepła sieciowego, jest zlokalizowana na obszarze o większej gęstości zaludnienia, w promieniu 5 km i 10 km, niż kogeneracyjna elektrownia Haiyang.

Obie elektrownie, posiadające identyczne strefy planowania awaryjnego, spełniają te same, rygorystyczne chińskie wymogi lokalizacyjne, które ograniczają gęstość zaludnienia w najbliższym otoczeniu siłowni jądrowej. Obiekt w Haiyang ulokowano w bezpiecznej odległości od dużych aglomeracji, takich jak Yantai i Qingdao, na

Tabela 1. Liczba ludności zamieszkująca poszczególne strefy wyznaczone na podstawie promienia odległości od elektrowni [12, 19].

Table 1. The number of people living in individual zones determined by the radius of distance from the power plant [12, 19].

Elektrownia	Odległość od elektrowni (km)			
	5	10	20	50
Haiyang (2020 r.)	6382	38450	206479	1071789
Sanmen (2014 r.)	12700	47899	248704	2229823

terenie o małej gęstości zaludnienia, co było warunkiem koniecznym do uzyskania licencji.

Wniosek z chińskiego studium przypadku jest zatem następujący: kluczowe znaczenie dla bezpieczeństwa i akceptowalności projektu jądrowo-ciepłowniczego ma wybór lokalizacji o odpowiednio małej gęstości zaludnienia, który umożliwia wyznaczenie stref planowania awaryjnego zgodnych z krajowymi regulacjami. Sama funkcja kogeneracyjna, jeśli jest realizowana, tak jak w Haiyang, poprzez bezpieczny, wielostopniowy system wymiany ciepła z obiegu wtórnego, nie stanowi czynnika, który wymuszałby zmianę podejścia do planowania awaryjnego. Jest to argument pomocniczy, potwierdzający, że przy zachowaniu podstawowych zasad bezpieczeństwa jądrowego ciepłownicza rola elektrowni nie generuje dodatkowego ryzyka radiologicznego dla otoczenia.

4. Fińskie podejście do stref planowania awaryjnego i jądrowej generacji ciepła

4.1. Zasady wyznaczania stref planowania awaryjnego w Finlandii

W Finlandii kwestie planowania awaryjnego dla elektrowni jądrowych są uregulowane w kilku aktach prawnych i przepisach niższego rzędu. Do najważniejszych z nich można zaliczyć Ustawę o energii jądrowej [20] oraz Dekret w sprawie energii jądrowej [21]. Określają one ogólne obowiązki w zakresie bezpieczeństwa oraz precyzują wymogi dotyczące planów awaryjnych.

Fińskie przepisy definiują dwie główne strefy planowania na wypadek awarii radiologicznej wokół elektrowni jądrowej: **wewnętrzną strefę działań zapobiegawczych** oraz **zewnętrzną strefę planowania awaryjnego**. W celu zachowania spójności terminologicznej i uniknięcia niejednoznaczności w dalszej części artykułu druga strefa będzie określana jako **strefa zewnętrzna**.

Obowiązująca od 2024 roku regulacja fińskiego Urzędu ds. Promieniowania i Bezpieczeństwa Jądrowego (fiń. *Säteilyturvakeskus*, STUK) [22] wskazuje, że wewnętrzną strefę działań zapobiegawczych należy wyznaczać tak, aby w razie awarii niemal na pewno nie trzeba było ewakuować mieszkańców spoza jej granic, a wszystkie konieczne działania ewakuacyjne dało się przeprowadzić wewnątrz niej, chroniąc ludność przed poważnymi skutkami deterministycznymi promieniowania jonizującego lub ograniczając ich skalę. Z tego względu w obrębie tej strefy obowiązują ograniczenia dotyczące zagospodarowania terenu. Jej promień ustala się dopiero po wykazaniu, że przy najgorszym scenariuszu dawka, jaką mogłaby otrzymać nieosłonięta osoba znajdująca się tuż poza strefą, nie przekroczy **1 Sv w ciągu pierwszych 10 godzin** od początku narażenia na promieniowanie. Strefę zewnętrzną wyznacza się natomiast w taki sposób, aby w razie wypadku istniało wysokie prawdopodobieństwo, że nie będzie

potrzeby, aby ludność schroniła się w pomieszczeniach poza jej granicami. Podczas ustalania zasięgu tej strefy należy wykazać, że w najbardziej niekorzystnym scenariuszu dawka, jaką mogłaby otrzymać nieosłonięta osoba tuż poza strefą, nie przekroczy **10 mSv w ciągu 48 godzin** od początku narażenia na promieniowanie. Zgodnie z przepisami obszar ten nie powinien przekraczać około **20 km** od elektrowni jądrowej.

Dla kontekstu historycznego warto dodać, że do niedawna fińskie przepisy określały orientacyjne promienie tych stref: około **5 km dla strefy działań zapobiegawczych** oraz około **20 km dla strefy zewnętrznej** wokół wszystkich elektrowni jądrowych. Najnowsza regulacja z 2024 roku usunęła jednak sztywne wartości 5 i 20 km z definicji stref, zastępując je kryteriami związanymi z dawką promieniowania. Obecnie rozmiar stref wyznacza się na podstawie analiz przebiegu potencjalnych awarii i ich skutków radiologicznych. W praktyce oznacza to, że dla dużych konwencjonalnych elektrowni jądrowych strefy te prawdopodobnie pozostaną zbliżone do dotychczasowych, jednak dla mniejszych reaktorów czy nowych projektów mogą zostać zaproponowane mniejsze promienie, jeśli analizy bezpieczeństwa wykażą dotrzymanie powyższych kryteriów.

4.2. Plany ciepłowniczej elektrowni jądrowej w Helsinkach

Helsinki przygotowują się do budowy pierwszej w Finlandii małej elektrowni jądrowej wytwarzającej ciepło sieciowe. Inwestycja opiera się na technologii małych modułowych reaktorów jądrowych (ang. *Small Modular Reactor*, SMR). Projekt ten ma pomóc w realizacji celów dekarbonizacji ciepłownictwa, zastępując wyłączone elektrociepłownie węglowe bezemisyjnym źródłem ciepła, a także przyczynić się do zwiększenia bezpieczeństwa energetycznego miasta. Planowana elektrownia ma wykorzystywać SMR zaprojektowany specjalnie do produkcji ciepła dla sieci miejskiej. Fińska firma **Steady Energy** opracowała koncepcję reaktora **LDR-50**, niewielkiego ciśnieniowego reaktora wodnego o mocy cieplnej 50 MW [23]. Reaktor ten pracuje w stosunkowo łagodnych warunkach: temperatura około 150°C i ciśnienie poniżej 10 barów. Dzięki temu możliwe było uproszczenie konstrukcji i spełnienie rygorystycznych norm bezpieczeństwa przy mniejszej skali przedsięwzięcia. Kluczowym inicjatorem projektu jest miejska spółka energetyczna **Helen**, która dostarcza ciepło sieciowe i energię elektryczną na terenie Helsinek. Helen postawiła sobie ambitny cel osiągnięcia neutralności klimatycznej do 2030 roku i eliminacji spalania paliw kopalnych do 2040 roku [24]. W związku z tym spółka aktywnie poszukuje czystych technologii zastępujących węgiel, gaz czy biomasę. We wrześniu 2024 roku Helen oficjalnie uruchomiła program energetyki jądrowej, którego celem jest przygotowanie gruntu pod budowę małego reaktora

do zasilania miejskiej sieci ciepłowniczej [25]. Za część technologiczną odpowiada **Steady Energy**, startup założony latem 2023 roku w celu komercjalizacji fińskiego konceptu jądrowej ciepłowni. W październiku 2023 roku Helen jako pierwszy operator ciepłowniczy podpisała list intencyjny ze Steady Energy, zakładający wspólne działania na rzecz budowy w Helsinkach małej elektrowni jądrowej do produkcji ciepła. Porozumienie (ważne do 2027 roku) obejmuje m.in. współpracę w procesie legislacyjnym (reforma prawa jądrowego), uzyskanie zgody lokalizacyjnej i wstępnej certyfikacji technologii oraz ustalenie ram cenowych dla przyszłej inwestycji [24]. Dzięki temu, że STUK zniósł wymóg stref bezpieczeństwa opartych wyłącznie na dystansie od reaktora, otworzyła się droga na lokalizację małych reaktorów w pobliżu gęstej zabudowy.

Projekt znajduje się obecnie w fazie planowania i demonstracji technologii. Faza pierwsza programu jądrowego Helen, rozpoczęta jesienią 2024 roku, potrwa do roku 2026 i obejmuje negocjacje z potencjalnymi partnerami, wybór dostawcy reaktora oraz analizę możliwych lokalizacji [24]. W maju 2025 roku ogłoszono przełomową wiadomość: Steady Energy we współpracy z firmą Helen uruchomi pilotażową instalację SMR w Helsinkach w celu przetestowania wszystkich kluczowych rozwiązań przed rozpoczęciem docelowej budowy. Będzie to pełnowymiarowy model reaktora LDR-50 zainstalowany w istniejącym budynku dawnej elektrociepłowni, jednak **bez użycia paliwa jądrowego**. Ciepło będzie wytwarzane za pomocą grzałek elektrycznych, które będą symulować pracę rdzenia reaktora. Taki obiekt demonstracyjny pozwoli sprawdzić w praktyce działanie systemów oraz przećwiczyć proces montażu i integracji z miejską siecią ciepłowniczą [26, 27]. Steady Energy zakłada, że budowa pierwszego właściwego reaktora LDR-50 rozpocznie się do 2028 roku, tak aby oddanie do eksploatacji nastąpiło około 2030 roku.

Projekt znajduje się dopiero w początkowej fazie, dlatego ostateczne miejsce instalacji małego modułowego reaktora dla sieci ciepłowniczej Helsinek nie zostało jeszcze wyznaczone. W związku z tym niemożliwe jest dzisiaj precyzyjne określenie, jak będą wyglądać granice stref planowania awaryjnego dla tego obiektu. Mimo to przypadek fiński został uwzględniony w analizie, ponieważ jest to nowatorskie, aktywnie rozwijane przedsięwzięcie, które może się stać ważnym wzorcem. Warto śledzić, jakie w praktyce będzie podejście fińskiego dozoru jądrowego do wyznaczenia tych stref dla reaktora zlokalizowanego w pobliżu dużej aglomeracji, zwłaszcza w kontekście niedawnej nowelizacji przepisów, która odeszła od sztywnych promieni na rzecz kryteriów opartych na dawkach.

5. Szwajcaria – 40 lat doświadczenia w jądrowej kogeneracji i planowaniu awaryjnym

5.1. Wyznaczanie stref planowania awaryjnego wokół szwajcarskich elektrowni jądrowych

Wyznaczenie stref planowania awaryjnego opiera się na szwajcarskim prawie jądrowym i przepisach o ochronie ludności. Głównym aktem jest Ustawa o Energii Jądrowej [28], a szczegółowe wymagania zawiera Rozporządzenie w Sprawie Ochrony w Sprawach Awaryjnych w Poblżu Instalacji Jądrowych [29].

Zgodnie z rozporządzeniem [29] wokół każdej elektrowni ustanawia się dwie strefy planowania awaryjnego: wewnętrzną i zewnętrzną. Strefa wewnętrzna obejmuje obszar, na którym może powstać zagrożenie dla ludności w przypadku poważnego incydentu i gdzie natychmiast wymagane są środki ochronne. Jej promień zależy od instalacji i zazwyczaj wynosi **od 3 do 5 km**. Strefa zewnętrzna przylega do strefy wewnętrznej i obejmuje obszar, na którym w przypadku poważnego zdarzenia może powstać zagrożenie dla ludności wymagające środków ochronnych, a jej promień wynosi około **20 km**. Strefa zewnętrzna jest podzielona na sześć nakładających się na siebie sektorów o kącie nachylenia 120° każdy. Granice sektorów pokrywają się z granicami gmin, co ułatwia koordynację z władzami lokalnymi. Podział na sektory umożliwia prowadzenie działań, takich jak ewakuacja czy ostrzeganie mieszkańców, wyłącznie w tych obszarach, które znajdują się na drodze rozprzestrzeniania się chmury radioaktywnej [30]. Granice stref ustala się na podstawie symulacji awarii. Przyjmuje się bardzo konserwatywne scenariusze uwalniania radionuklidów (np. pełne stopienie rdzenia reaktora), analizowane dla niekorzystnych warunków meteorologicznych. Historycznie przyjęto, że strefa wewnętrzna obejmuje teren, na którym przebywająca w radioaktywnej chmurze osoba bez ochrony mogłaby otrzymać dawkę **większą niż 1 Sv** w czasie przemieszczania się chmury nad tym terenem. Strefa zewnętrzna obejmuje obszar, gdzie dawka bezpośrednia nie jest już zagrażająca życiu, ale opad radioaktywny może spowodować dodatkowe skażenie (np. żywności) [31].

5.2. Kogeneracyjna elektrownia Beznau

Elektrownia jądrowa Beznau jest najstarszą działającą elektrownią jądrową w Szwajcarii i jedną z najstarszych na świecie. Znajduje się na sztucznej wyspie na rzece Aare w gminie Döttingen w kantonie Aargau. Elektrownię tworzą dwa identyczne bloki oparte na reaktorach wodno-ciśnieniowych wyprodukowanych przez Westinghouse. Każdy blok ma moc elektryczną netto 365 MWe. Blok Beznau 1 podłączono do sieci pod koniec 1969 roku, a blok 2 w roku 1971 [32]. Od zimy 1983/1984 elektrownia jądrowa Beznau przekazuje część swojego ciepła odpadowego

do regionalnej sieci ciepłowniczej **REFUNA**. Przegrzana para o temperaturze około 127°C, odprowadzana z pośrednich stopni turbin, trafia do wymiennika ciepła, w którym podgrzewa wodę sieciową do około 120°C. Magistrala REFUNA liczy łącznie około 134 km, a z dostarczanego ciepła korzystają budynki w jedenastu gminach doliny Aare. Rocznie system zapewnia średnio około 170 GWh energii cieplnej [33].

5.2.1. Strefy planowania awaryjnego Beznau–Leibstadt

Elektrownia Beznau znajduje się w rejonie o wysokiej koncentracji obiektów jądrowych, dlatego jej strefy planowania awaryjnego tworzą w praktyce wspólny system z sąsiednimi instalacjami. Dla Beznau i położonej około 6 km na północny zachód elektrowni jądrowej Leibstadt wyznaczono **jedną wspólną strefę wewnętrzną** oraz **jedną strefę zewnętrzną**. Ich granice nie mają formy idealnych okręgów o promieniach 5 i 20 kilometrów, ponieważ rozporządzenie [29] nakazuje, aby przebiegały one możliwie dokładnie wzdłuż granic administracyjnych gmin. W efekcie strefy te przyjmują kształt nieregularnych wieloboków. Wewnętrzna strefa obejmuje również instytut badawczy Paul Scherrer Institute oraz magazyn odpadów promieniotwórczych ZWILAG. Dzięki wspólnemu przebiegowi granic możliwe było jednak zastosowanie jednolitych zasad ochrony dla całego obszaru.

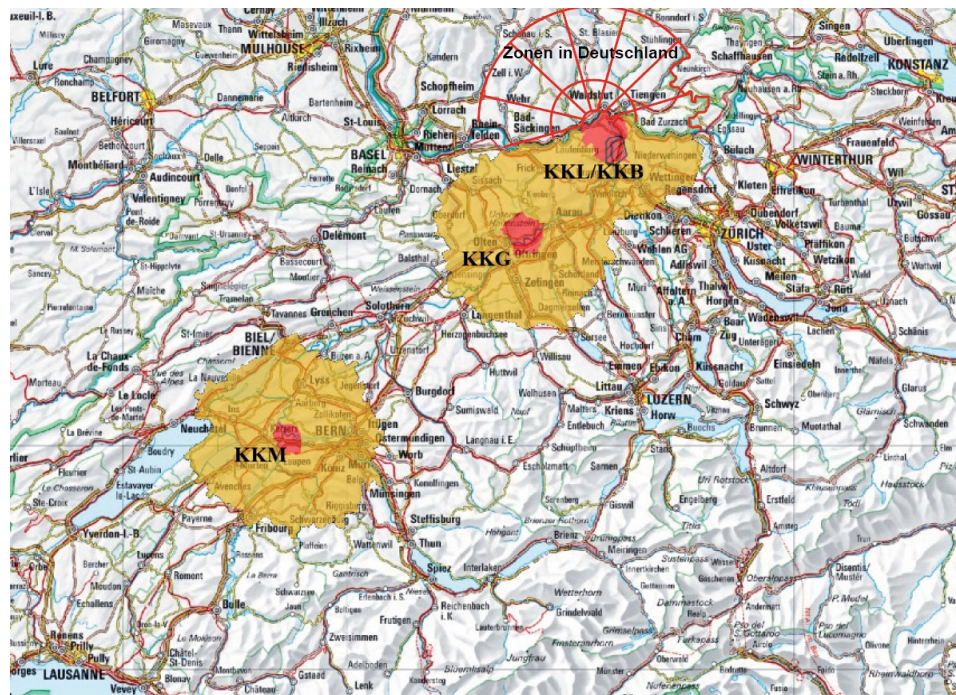
Strefa zewnętrzna wyznaczona dla elektrowni Beznau i Leibstadt nachodzi od zachodu na strefę zewnętrzną elektrowni jądrowej Gösgen, a gminy położone w rejonie nakładania się stref zostały ujęte w obu planach awaryj-

nych. Zasięg tej strefy przekracza również Ren, obejmując kilka miejscowości kraju związkowego Badenii-Wirtembergii, m.in. Waldshut-Tiengen, Laufenburg i Dogern. Szwajcarzy i Niemcy od lat ćwiczą wspólne reagowanie na ewentualną awarię bloków Beznau i Leibstadt. Działania po obu stronach granicy opierają się na tych samych zasadach; organy Badenii-Wirtembergii i szwajcarskie służby pozostają w stałym kontakcie i ściśle ze sobą współpracują. Formalne granice stref każdy kraj określa jednak według własnych przepisów: po niemieckiej stronie Renu opracowano odrębną koncepcję stref planowania awaryjnego, nieco różniącą się kształtem i zasięgiem od przyjętej w Szwajcarii [30, 34, 35]. Przebieg wszystkich stref planowania awaryjnego w Szwajcarii przedstawiono na rysunku 2.

Warto podkreślić, że system kogeneracyjny REFUNA nie wpłynął na wyznaczanie stref awaryjnych. Rurociąg ciepłowniczy odbiera ciepło z niskociśnieniowego, nieaktywnego obiegu wtórnego elektrowni, dlatego nie zmienia potencjalnych scenariuszy emisji promieniotwórczych.

5.3. Procedura ewakuacji na przykładzie Szwajcarii

Ochrona w sytuacjach awaryjnych ma na celu zabezpieczenie ludności narażonej na zwiększone natężenie promieniowania jonizującego, zapewnienie jej wsparcia w fazie przejściowej, dostarczenie niezbędnych środków oraz możliwie szybkie przywrócenie warunków normalnego funkcjonowania. W razie potrzeby należy wdrożyć



Rys. 2. Strefy planowania awaryjnego wokół elektrowni jądrowych w Szwajcarii. Strefa 1 – kolor czerwony, Strefa 2 – kolor pomarańczowy. Oznaczenia elektrowni: KKM – Mühleberg, KKG – Gösgen, KKL/KKB – Leibstadt/Beznau (źródło: <https://ensi.admin.ch/de/notfallschutz/notfallschu>).

Fig. 2. Emergency planning zones around nuclear power plants in Switzerland. Zone 1 – red color, Zone 2 – orange color. Power plant designations: KKM – Mühleberg, KKG – Gösgen, KKL/KKB – Leibstadt/Beznau (source: <https://ensi.admin.ch/de/notfallschutz/notfallschu>).

odpowiednie środki ochronne, uwzględniając uwarunkowania ekonomiczne i społeczne. Najpoważniejszym wyzwaniem jest jednak sprawna ewakuacja ludności z gęsto zaludnionych obszarów.

Skoordynowana i jednolita komunikacja jest jednym z kluczowych czynników sukcesu w przypadku ewakuacji na dużą skalę: przekaz musi być prosty, przejrzysty, punktualny, zrozumiały i wiarygodny. Umożliwia to większości mieszkańców podjęcie samodzielnych działań zmierzających do zapewnienia sobie bezpieczeństwa. Przekazywane komunikaty muszą obejmować przede wszystkim zalecenia dotyczące odpowiedniego zachowania i niezbędnego wyposażenia, numery alarmowe, wyznaczone trasy ewakuacyjne oraz lokalizacje punktów przyjęć. Na centralnych platformach informacyjnych krajowych i kantonalnych dane są konsolidowane i przekazywane społeczeństwu za pośrednictwem radia, telewizji, wiadomości SMS, rządowych stron internetowych oraz mediów społecznościowych. W sytuacji ewakuacji na pierwszy plan wysuwają się działania związane z kierowaniem ruchem, utrzymywaniem porządku publicznego, zapewnieniem bezpieczeństwa oraz ochroną wybranych grup ludności.

Założenia planu ewakuacyjnego koncentrują się wokół trzech kluczowych kwestii: liczby osób przebywających w danym obszarze, czasu potrzebnego na jego opuszczenie oraz prognozowanych reakcji społecznych. Populację objętą ewakuacją dzieli się orientacyjnie na trzy grupy: stałych mieszkańców (około 80%), osoby czasowo przebywające w strefach ochronnych podczas sytuacji kryzysowych (około 15%) oraz turystów (około 5%). W regionie Beznau/Leibstadt żyje około 23700 i 255 800 osób odpowiednio w strefie pierwszej i drugiej (dane na 2015 rok) [36].

Po ogłoszeniu ewakuacji około dwie trzecie mieszkańców opuszcza zagrożony obszar samodzielnie, najczęściej korzystając z prywatnych samochodów. Wspólne przejazdy organizowane są głównie wśród osób, które się znają. Zwykle członkowie rodziny spotykają się najpierw w swoim domu położonym w strefie ewakuacyjnej, a następnie wyjeżdżają razem. Każdy musi samodzielnie wybrać trasę, zdecydować, czy skorzysta z transportu prywatnego, czy publicznego i znaleźć schronienie poza obszarem ewakuacji. Około jedna trzecia mieszkańców to osoby zależne, niezdolne do opuszczenia strefy ewakuacyjnej własnym samochodem. W ich przypadku można wyróżnić trzy sytuacje: część osób potrzebuje transportu publicznego, ale potrafi samodzielnie dotrzeć do przystanku; inni, przebywający we własnych domach, wymagają pomocy opiekunów lub służb już przy wyjściu z mieszkania; pozostali mieszkają w placówkach zamkniętych, takich jak szpitale, domy opieki czy zakłady karne muszą być ewakuowani w asyście personelu, często z wykorzystaniem specjalistycznych pojazdów. Mimo wydania decyzji o ewakuacji w zagrożonym obszarze zawsze pozostaje pewien odsetek ludności. Zazwyczaj należą do nich osoby

świadomie ignorujące wezwania do opuszczenia strefy, podopieczni wymagający stałej opieki domowej, których nie udało się ewakuować prewencyjnie z powodu braku czasu lub dostępnych miejsc, a także personel odpowiedzialny za utrzymanie krytycznej infrastruktury oraz służby ratunkowe prowadzące działania ochronne.

Ewakuacja wszystkich osób chcących opuścić strefę wewnętrzną zajmuje przeciętnie około sześciu godzin od chwili wydania nakazu. Strefa zewnętrzna nie jest ewakuowana w całości, lecz sektorami, zależnie od kierunku wiatru. Przyjmuje się, że w ciągu dwunastu godzin można wyprowadzić z niej zdecydowaną większość chętnych. Znacznie dłużej, bo ponad 30 godzin, trwa ewakuacja placówek wymagających specjalnej organizacji, takich jak szpitale, zakłady karne czy ogrody zoologiczne. Rozmiar obszaru odgrywa tu rolę drugorzędną; głównym ograniczeniem nie jest przepustowość transportu, lecz sposób, w jaki zachowują się sami ewakuowani [36].

Po awarii w elektrowni jądrowej wyróżnia się zasadniczo dwa typy ewakuacji. **Ewakuacja prewencyjna** nakazuje opuszczenie terenu jeszcze przed przewidywanym uwolnieniem substancji promieniotwórczych; obejmuje strefę wewnętrzną, a w razie potrzeby także całość lub część strefy zewnętrznej, jeśli w porównaniu z innymi środkami ochrony zapewnia najlepszą ochronę przed promieniowaniem jonizującym. O decyzji przesądzają przede wszystkim: przebieg zdarzeń w elektrowni, prognozowane dawki, czas dostępny na działania oraz warunki pogodowe. **Późniejsza ewakuacja** ma miejsce już po uwolnieniu materiałów radioaktywnych i dotyczy obszarów, gdzie ludność byłaby narażona na podwyższone dawki promieniowania przez dłuższy czas, od kilku dni aż do kilku lat. W przypadku obszarów o niskim poziomie skażenia bezpieczniejszym rozwiązaniem może być pozostanie na miejscu, jeśli wdrożone zostaną odpowiednie środki ochronne.

W ciągu pierwszych godzin po zdarzeniu w elektrowni jądrowej kluczową rolę odgrywa Krajowe Centrum Alarmowe (niem. *Nationale Alarmzentrale*, NAZ), które koordynuje cały przepływ informacji. O samym nakazie ewakuacji społeczeństwo informuje bezpośrednio prezydent Szwajcarii lub inny członek Rady Federalnej, korzystając z radia i telewizji. Jeśli ogłasza się ewakuację prewencyjną, transport publiczny na obszarze objętym akcją zostaje wstrzymany nie później niż godzinę przed przewidywanym uwolnieniem materiałów promieniotwórczych.

Organizacja Zarządzająca Kantonem (niem. *Kantonale Führungsorganisation*, KFO) kieruje ruchem tak, aby ewakuacja przebiegała możliwie najsprawniej. Zapobiega korkom i wypadkom, zwiększa przepustowość dróg i linii kolejowych, korzysta ze zintegrowanych systemów sterowania, takich jak sygnalizacja świetlna, tablice informacyjne i oznakowanie, a także wspiera się środkami zabezpieczającymi i bieżącym nadzorem policji, straży pożarnej,

obrony cywilnej oraz wojska. Całość jest koordynowana z użyciem sieci radiowych i innych kanałów łączności. Podczas szeroko zakrojonej ewakuacji siły kantonalne odpowiadają za utrzymanie porządku i bezpieczeństwa. KFO prowadzi też rejestr osób, których nie udało się wywieźć z powodu ograniczeń czasu lub przepustowości; ustala ich potrzeby, zapewnia doraźną opiekę i organizuje późniejsze przemieszczenie w bezpieczne miejsce. W razie ogłoszenia ewakuacji wykorzystuje się całą dostępną infrastrukturę transportową. Za wspólne działania KFO i operatorów komunikacji publicznej odpowiada osoba odpowiedzialna za transport w sztabie KFO, która wraz z kryzysowymi menedżerami kolei i przedsiębiorstw autobusowych koordynuje niezbędne kroki. Gdy Rada Federalna zarządza ewakuację prewencyjną, federalni i kantonalni zarządcy dróg oraz przewoźnicy kolejowi, w porozumieniu z KFO, zwiększają liczbę kursów i przepustowość szlaków. Braki taboru w obszarze ewakuacji uzupełniają się pojazdami ściągniętymi spoza strefy, korzystając z zasobów prywatnych firm autobusowych oraz transportu wojskowego.

Obszar przyjęcia znajduje się około 10 km poza granicami zewnętrznej strefy; to właśnie tam trafiają i są zakwaterowywani ewakuowani. W razie awarii jądrowej kantony działające w tej strefie muszą w ciągu kilku godzin uruchomić sprawny system przyjęcia ludności. Doświadczenie pokazuje, że mniej więcej jedna trzecia ewakuowanych wymaga krótkotrwałego noclegu i zaopatrzenia; odsetek ten dość szybko spada do około 10%, ponieważ większość osób wkrótce organizuje sobie zakwaterowanie we własnym zakresie. Pozostali potrzebują schronienia przez dłuższy czas, od kilku tygodni do nawet kilku miesięcy. Za organizację całego systemu przyjęcia odpowiada KFO [36].

Podstawowy układ podmiotów, platform i kanałów komunikacyjnych pozostaje taki sam przy ewakuacji późniejszej, jak przy ewakuacji prewencyjnej. Trzeba jednak rozesłać kilka dodatkowych instrukcji: osoby bez własnego samochodu, które nie są w stanie samodzielnie dotrzeć do punktów zbiórki, powinny zgłosić się na infolinię; tam ich potrzeby zostaną zapisane, aby można było zaplanować transport. KFO wraz z władzami gmin mają obowiązek informować o lokalizacji miejsc zbiórki w obszarze przyjęcia. Podczas ewakuacji późniejszej ruch publiczny ogranicza się do wyznaczonych obszarów, aby zmniejszyć wtórne skażenie. Zależnie od poziomu promieniowania akcja rozpoczyna się z dwóch różnych punktów wyjścia. Przy umiarkowanych dawkach każda gmina wyznacza jedno lub kilka dobrze osłoniętych miejsc zbiórki, skąd ludność jest szybko wywożona. Jeżeli poziom promieniowania jest zbyt wysoki, ewakuacja odbywa się bezpośrednio z miejsc schronienia, takich jak mieszkania, biura, piwnice czy schrony i prowadzona jest stopniowo ulicami. Operatorzy infrastruktury krytycznej wymieniają personel we współpracy z KFO, a częstotliwość rotacji

zależy od natężenia promieniowania jonizującego. Osoby, które dobrowolnie pozostaną w strefie, muszą samodzielnie zapewnić sobie żywność i ochronę. Po wydaniu decyzji o ewakuacji późniejszej wstrzymany transport publiczny zostaje przywrócony w dostosowanym kształcie: przewoźnicy zwiększają przepustowość, wprowadzają dodatkowy tabor i zapasy paliwa, organizują zmiany kierowców, a luki w obsadzie wypełnia wojsko. Równocześnie uruchamia się Punkt Doradczy ds. Radioaktywności (niem. *Beratungsstelle Radioaktivität*), który przeprowadza ocenę dawek, segregację medyczną i udziela pomocy psychosomatycznej, odciążając system opieki zdrowotnej. Rząd federalny odpowiada za ochronę radiologiczną: kieruje ekspertów, sprzęt pomiarowy i personel medyczny do centrum, natomiast kantony zapewniają infrastrukturę, zespoły operacyjne i opiekę nad ewakuowanymi.

Po ustąpieniu zagrożenia zwiększonym poziomem promieniowania władze uchylają dotychczasowe środki ochronne, co pozwala mieszkańcom wrócić i ponownie osiedlić opuszczone tereny. Jeśli te obszary z powodu kontaminacji nie będą się nadawały do zamieszkania przez dłuższy czas (miesiące do lat), konieczne będzie zorganizowanie długoterminowego przesiedlenia dotkniętej ludności oraz ewentualnie rozpoczęcie dekontaminacji skażonych obszarów [36].

Studium przypadku Szwajcarii wyróżnia się na tle pozostałych, oferując ponad czterdzieści lat praktycznych doświadczeń zarówno w zakresie jądrowej kogeneracji, jak i planowania awaryjnego. Z jednej strony, długoletnia i bezproblemowa praca systemu ciepłowniczego REFUNA, zasilanego z elektrowni Beznau od 1983 roku, stanowi dowód na to, że kogeneracja nie wpływa na zasady wyznaczania stref planowania awaryjnego. Z drugiej strony, szwajcarski model pokazuje niezwykle pragmatyczne podejście do samego kształtu stref; dostosowanie ich granic do podziału administracyjnego gmin oraz podział strefy zewnętrznej na sektory znacząco ułatwia zarządzanie kryzysowe i pozwala na prowadzenie działań w sposób precyzyjny, a nie masowy.

Najcenniejszym elementem szwajcarskich doświadczeń jest jednak szczegółowo opracowany i przetestowany system ochrony ludności. Przedstawione w artykule procedury ewakuacji, obejmujące komunikację, logistykę, podział ról między instytucjami oraz szacowane czasy działania, tworzą gotowy wzorzec, który może posłużyć jako fundament do budowy polskich planów awaryjnych. To nie tylko teoria, ale sprawdzony w ćwiczeniach model, uwzględniający realne wyzwania, takie jak ewakuacja placówek medycznych czy zachowania społeczne. Szwajcaria dysponuje kompleksowym doświadczeniem i rozwiązaniami, które mogą znacząco skrócić i usprawnić proces przygotowań do wdrożenia energetyki jądrowej w Polsce, zwłaszcza w jej najbardziej wymagającym wymiarze społecznym.

6. Szansa dla Polski

Polski sektor ciepłowniczy zachowuje najwyższy udział paliw kopalnych wśród wszystkich gałęzi krajowej energetyki, a tempo jego dekarbonizacji pozostaje znacząco wolniejsze niż w elektroenergetyce [37,38]. Zgodnie z wymogami pakietu Fit-for-55 [39] oraz krajowego Programu polskiej energetyki jądrowej [40], systemy ciepła sieciowego muszą w ciągu najbliższej dekady przejść jakościową transformację: od źródeł opartych głównie na węglu i gazie w kierunku bezemisyjnych lub niskoemisyjnych technologii. Jedną z najbardziej perspektywicznych opcji jest wykorzystanie dużych reaktorów typu PWR oraz małych reaktorów modułowych do produkcji energii ciepłej dla sieci miejskich. W tym kontekście szczególnie obiecująca jest **lokalizacja Lubiatowo-Kopalino**, wskazana dla pierwszej krajowej elektrowni jądrowej. Już w latach 80. Biuro Studiów i Projektów Energetycznych Energoprojekt w Warszawie opracowało koncepcję wykorzystania ciepła odpadowego z planowanego wtedy bloku PWR do zasilania sieci Trójmiasta. Studium przewidywało przesłanie około **900 MWt** rurociągiem o długości około **40 km** do Gdyni, Sopotu i Gdańska, z możliwością włączenia po drodze lokalnych węzłów w Wejherowie lub Gdyni [41]. Wykonano wówczas wstępne obliczenia termohydrauliczne, analizę wariantów trasowania magistrali oraz ocenę strat ciepła, wskazując, że projekt może być konkurencyjny kosztowo względem klasycznych źródeł węglowych. Pomimo zawieszenia programu jądrowego w 1990 roku profil zapotrzebowania na ciepło w aglomeracji trójmiejskiej nadal pozwala na efektywne wykorzystanie pojedynczego bloku klasy AP1000. Aktualizacja historycznych danych mogłaby skrócić etap studialny pierwszego krajowego projektu kogeneracji jądrowej o kilka lat i radykalnie obniżyć ryzyko inwestycyjne.

Ponadto Ministerstwo Przemysłu ogłosiło 25 marca 2025 roku podczas Polskiego Kongresu Klimatycznego, że opracuje **mapę drogową SMR** i przedłoży ją Radzie Ministrów do końca 2025 roku. Dokument ten ma wyznaczyć jasne, technologicznie neutralne zasady dla inwestorów budujących SMRy w Polsce. Projekt powstaje równolegle z **białą księgą**, kompendium wiedzy o SMR, i ma skoordynować procedury administracyjne, modele finansowania, rozwój kadr, a także wspierać już rozpoczęte inicjatywy [42]. Dla kogeneracyjnych/grzewczych SMR-ów jest to szczególnie szansa, ponieważ ich niewielka moc cieplna i pasywne systemy bezpieczeństwa pozwalają lokować je znacznie bliżej odbiorców niż klasyczne duże bloki jądrowe. Takie podejście umożliwiłoby rozmieszczenie SMR-ów w pobliżu zabudowy miejskiej, a tym samym dekarbonizację dużych aglomeracji bez potrzeby budowy długich magistral przesyłowych.

7. Podsumowanie

Niniejszy artykuł pokazuje, że jądrowe ciepłownictwo może współistnieć z rygorystycznymi strefami planowania awaryjnego bez konieczności ich rozszerzania. Studium trzech państw stanowi punkt wyjścia. W Chinach dwublokowa elektrownia AP1000 Haiyang, która od 2019 roku ogrzewa miasto w ramach programu Warm Nuclear No. 1, zasila już 13 mln m² powierzchni, a mimo to zachowała klasyczny model stref; czynnik grzewczy pobierany jest z nieaktywnego obiegu wtórnego, więc nie zwiększa scenariuszy emisji. Finlandia poszła krok dalej: nowelizacja wytycznych STUK z 2024 roku usunęła sztywne promienie 5 km i 20 km, zastępując je kryterium dawki; dzięki temu pilotażowy SMR LDR-50 o mocy 50 MW, planowany przez spółkę Helen w Helsinkach, może zostać wzniesiony na terenie istniejącej ciepłowni miejskiej. Z kolei Szwajcaria od czterech dekad przesyła rocznie 170 GWh energii z elektrowni Beznau do jedenastu gmin systemem REFUNA; magistrala liczy 134 km i przecina nieregularne strefy awaryjne, których granice poprowadzono wzdłuż linii gminnych, co ułatwia organizację ewakuacji. Ten czterdziestoletni dorobek operacyjny obejmujący praktykę ochrony ludności i przeprowadzania ewakuacji może służyć Polsce jako gotowy wzorzec do adaptacji przy projektowaniu własnych planów dla polskich reaktorów jądrowych.

Doświadczenia te przekładają się bezpośrednio na polskie realia. Historyczne analizy dowodzą, że z planowanej lokalizacji Lubiatowo-Kopalino można rurociągiem długości około 40 km dostarczyć energię cieplną do regionu Trójmiasta; zaktualizowanie tych studiów skróciłoby fazę projektowania i pozwoliłoby wykorzystać pojedynczy blok AP1000 do zastąpienia większości węglowych źródeł ciepła w regionie. Co więcej, Ministerstwo Przemysłu przygotowuje mapę drogową SMR, co może się okazać pomocne w kwestii lokalizacji kogeneracyjnych SMR-ów w pobliżu dużych miast bez konieczności budowy odległych magistral.

Wspólny wniosek z analiz chińskich, fińskich i szwajcarskich jest zatem jednoznaczny: prawidłowo zaprojektowana kogeneracja jądrowa nie wymaga zmian podejścia w ustalaniu stref planowania awaryjnego, a w przypadku małych reaktorów można nawet ograniczyć strefę planowania awaryjnego do granic ogrodzenia zakładu, pod warunkiem że analiza bezpieczeństwa potwierdzi niskie dawki na jego terenie dla najczęściej rozpatrywanej awarii. Otwiera to drogę do lokalizowania kogeneracyjnych SMR-ów w pobliżu gęstej zabudowy miejskiej bez potrzeby budowy długich magistral przesyłowych. Przyjęcie tej logiki w Polsce pozwoli jednocześnie zrealizować cele Fit-for-55 w ciepłownictwie, ograniczyć emisję CO₂ oraz zbudować nowy segment przemysłu jądrowego.

Notka o autorze

Bartosz Skura – mgr inż. fizyki technicznej, absolwent Wydziału Fizyki PW. Doktorant na Wydziale Fizyki PW.
E-mail: bartosz.skura.dokt@pw.edu.pl

Literatura

- Kerekes L., Horváth G., Loskot-Strachota A., Oravcová, V., Sklenář O., Kotek P., & Takácsné Tóth B. (2023). *Decarbonisation of the Household Heating Sector in the Visegrad Countries* (V4ETTP Working Paper). REKK Foundation.
- Nuclear Safety Law of the People's Republic of China [Ustawa o bezpieczeństwie jądrowym Chińskiej Republiki Ludowej], Pub. L. No. 73 (01.09.2017).
- Regulations on Environmental Radiation Protection in Nuclear Power Plants [Regulacje ochrony radiologicznej środowiska elektrowni jądrowych] (GB 6249-2025). (24.01.2025). Ministerstwo Ekologii i Środowiska; Państwowa Administracja ds. Regulacji Rynku; Administracja Normalizacyjna Chin.
- Emergency planning and preparedness guidelines for nuclear power plants Part 1: Division of emergency planning areas [Kryteria planowania i gotowości awaryjnej elektrowni jądrowych – Część 1: Podział stref planowania awaryjnego] (GB/T 17680.1-2008). (02.07.2008). Państwowa Administracja Nadzoru Jakości, Inspekcji i Kwarantanny; Administracja Normalizacyjna Chin.
- China's Nuclear Emergency [Krajowy plan reagowania na awarie jądrowe]. (27.01.2016). Biuro Informacji Rady Państwa Chińskiej Republiki Ludowej.
- Nandutu M., Mahal J., Genco F., Tokuhito A. & Zeliang C. (2024). Initial review of methods used to determine the size of the Emergency Planning Zone. *atw – International Journal for Nuclear Power*, 69(2), 44–59.
- Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej. (2015). *Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency* (IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 7).
- Basic standards for ionizing radiation protection and radiation source safety [Podstawowe normy ochrony przed promieniowaniem jonizującym i bezpieczeństwa źródeł promieniowania] (GB 18871-2002). (02.12.2002). Państwowa Administracja Nadzoru Jakości, Inspekcji i Kwarantanny; Administracja Normalizacyjna Chin.
- Cao Q., Qiu L. (2023). Research on Atmospheric Dispersion Factor Used in the Calculation of Emergency Planning Zone. *Proceedings of the 23rd Pacific Basin Nuclear Conference, Volume 1*, 257–269.
- Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej. (2018). *SMR Regulators' Forum Pilot Project Report: Considering the Application of a Graded Approach, Defence-in-Depth and Emergency Planning Zone Size for Small Modular Reactors*.
- Haiyang NPP_National Nuclear Safety Administration. https://nnsa.mee.gov.cn/english/npps/list/201805/t20180517_440500.html [dostęp: 17.07.2025]
- Shandong Nuclear Power Co., Ltd. (17.10.2023). Shandong Haiyang Nuclear Power Project Units 5 and 6 Environmental Impact Report [Raport oddziaływania na środowisko dla bloków 5 i 6 elektrowni jądrowej Haiyang].
- Chen J., Zheng, W., Kong Y., Yang X., Liu Z., Xia, J. (2021). Case study on combined heat and water system for nuclear district heating in Jiaodong Peninsula. *Energy*, 218, 119546.
- Chinese long-distance nuclear heating project begins operation—*World Nuclear News*. <https://world-nuclear-news.org/Articles/Chinese-long-distance-nuclear-heating-project-begi> [dostęp: 17.07.2025]
- China's first commercial nuclear district heating scheme expands—*World Nuclear News*. <https://www.world-nuclear-news.org/articles/chinas-first-commercial-nuclear-district-heating-scheme-expands> [dostęp: 17.07.2025]
- The heating capacity of a single unit has tripled! State Power Investment Corporation's „Nuanhe No. 1” project has started its sixth heating season. https://nnsa.mee.gov.cn/ywdt/hyxx/202411/t20241125_1096605.html [dostęp: 17.07.2025]
- Electric Power Research Institute. (2022). *Current and Past Use of District Energy Using Nuclear Power: A Review of Nuclear District Energy Facilities* (Technical Brief — Nuclear Beyond Electricity, Report No. 3002023462).
- Lingkai Z., Zhong Z., Wang Q., Liang K., Gong Z., Guo J., Zheng W., Shang P. (2023). Analysis of Heating Transformation of Nuclear Power Units. *E3S Web of Conferences*, 416(01010).
- Sanmen Nuclear Power Company Ltd. (2022). Environmental Impact Report for Units 3 and 4 of the Sanmen Nuclear Power Project [Raport oddziaływania na środowisko dla bloków 3 i 4 elektrowni jądrowej Sanmen].
- Ydinenergia laki (990/1987) [Ustawa o energii jądrowej] (11.12.1987).
- Ydinenergia-asetus (161/1988) [Dekret w sprawie energii jądrowej] (12.02.1988).
- Säteilyturvakeskus [Urząd ds. Promieniowania i Bezpieczeństwa Jądrowego]. (01.02.2024). *Säteilyturvakeskuksen määräys ydinvoimalaitoksen valmiusjärjestelyistä* (STUK Y/2/2024) [Rozporządzenie Urzędu ds. Promieniowania i Bezpieczeństwa Jądrowego w sprawie usteleń awaryjnych dotyczących elektrowni jądrowej].
- Sokka L., Kirpp H., Leppänen J. (2024). Evaluation of Life Cycle CO₂ Emissions for the LDR-50 Nuclear District Heating Reactor. *Energies*, 17(13), 3250.
- Finnish energy firm Helen launches nuclear programme—*World Nuclear News*. <https://www.world-nuclear-news.org/articles/finnish-energy-firm-helen-launches-nuclear-programme> [dostęp: 17.07.2025]
- Steady Energy | Steady Energy to build small nuclear pilot plant inside a former coal plant in central Helsinki. <https://www.steadyenergy.com/news-article/steady-energy-to-build-small-nuclear-pilot-plant-inside-a-former> [dostęp: 17.07.2025]
- modular reactors pave the way | VTT News. <https://www.vttresearch.com/en/news-and-ideas/small-modular-reactors-pave-way-nuclear-district-heating-finnish> [dostęp: 17.07.2025]
- Helen rents out the decommissioned Salmisaari B coal-fired power plant for the construction of a SMR pilot plant | Helen. <https://www.helen.fi/en/news/2025/helen-vuokraa-kaytosta-poistuneen-salmisaari-b-kivihiilivoimalai> [dostęp: 17.07.2025]
- Bundesgesetz über die friedliche Nutzung der Kernenergie (Kernenergiegesetz, KEG), SR 732.1 [Ustawa o Energii Jądrowej] (21.03.2003).
- Verordnung über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen (Notfallschutzverordnung [NFSV]), SR 732.33 [Rozporządzenie w Sprawie Ochrony w Sprawach Awaryjnych w Poblizu Instalacji Jądrowych] (14.11.2018).
- Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI). (19.11.2020). *Minimales Geodatenmodell «Zonenpläne für die Notfallplanung» (GeoIV Identifikator 178): Umgebung Kernkraftwerke Beznau/Leibstadt, Gösigen, Mühleberg sowie spezielle Zone PSI/ZWILAG. (GeoIV 178 – V1.1).*
- Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen. (02.10.2006). *Referenzszenarien für den Notfallschutz in der Umgebung der schweizerischen Kernkraftwerke (HSK-AN 6073).*
- Beznau nuclear power plant, Döttingen, Switzerland. <https://www.nsenrgybusiness.com/projects/beznau-nuclear-power-plant/> [dostęp: 17.07.2025]
- Axpo Power AG. (2021). *Beznau nuclear power plant – reliable, environmentally compatible electricity production.*
- Pohl-Meuthen, U., Schäfer, S., Blatt, P., & Steyer, F. (2018). *Konzept zur grenzüberschreitenden großräumigen Evakuierungsplanung am Beispiel Deutschland – Schweiz.* Technische Hochschule Köln – Institut für Rettungsingenieurwesen und Gefahrenabwehr.
- Regierungspräsidium Freiburg – Referat 14 F, Feuerwehr und Katastrophenschutz. (2012). *Notfallschutz: Ein Ratgeber für die*

- Bevölkerung in der deutschen Umgebung der schweizerischen Kernkraftwerke Beznau und Leibstadt.*
36. Bundesamt für Bevölkerungsschutz. (2016). *Nationales Planungs- und Massnahmenkonzept Grossräumige Evakuierung bei einem KKW-Unfall* (10014098018/01). Eidgenössisches Departement für Verteidigung, Bevölkerungsschutz und Sport.
37. Czyżak P. (07.02.2024). *Zmiana kursu: Polska energetyka w 2023 r.* Ember.
38. Urząd Regulacji Energetyki. (27.01.2025). *Energetyka ciepła w liczbach – 2023*.ping 8.8.8.
39. Komisja Europejska. (14.07.2021). *“Fit for 55”: Delivering the EU’s 2030 Climate Target on the way to climate neutrality* (COM(2021) 550 final).
40. Program polskiej energetyki jądrowej (aktualizacja 2020) – uchwała nr 141 Rady Ministrów z 2 października 2020 r., M.P. 2020 poz. 946.
41. Minkiewicz T., Reński A. (2014). The Possibility to Use a Nuclear Power Plant as a Source of Electrical Energy and Heat. *Acta Energetica*, 20(3), 114–118.
42. *Do końca roku ma powstać mapa drogowa dla SMR-ów—MP | Biznes PAP.*
<https://biznes.pap.pl/wiadomosci/firmy/do-konca-roku-ma-powsta-c-mapa-drogowa-dla-smr-ow-mp> [dostęp: 17.07.2025]

Radiological monitoring of the soil in the proximity of National Radioactive Waste Repository in Różan in years 2014–2023

Radiologiczny monitoring gleby w otoczeniu Krajowego Składowiska Odpadów Promieniotwórczych w Różanie w latach 2014-2023

Michał Ochmański¹, Krzysztof Isajenko², Barbara Piotrowska²

¹ Warsaw University of Technology, Faculty of Physics, Koszykowa 75, 00-662 Warsaw, Poland

² Central Laboratory for Radiological Protection, Konwaliowa 7, 03-194 Warsaw, Poland

Summary: Although Poland does not operate any nuclear power plants, there are two facilities connected to the processing or storing of radioactive substances, which must be under radiological supervision and control. These facilities are the National Centre for Nuclear Research (NCBJ) in Świerk and the National Radioactive Waste Repository (KSOP) in Różan. Both of these facilities are monitored by independent laboratories. The concentrations of radionuclides in soil, vegetation, aerosols from the ground layer of air, groundwater and springwater are all assessed in those studies. For a long time, such research was conducted by CLOR. This work compiles the results of such studies from the last 10 years.

Thanks to constant radiological monitoring of the proximity of the KSOP it is possible to determine, whether nuclear waste stockpiled there has an effect on the immediate environment.

This work focuses on the analysis of the radiological measurements of soil samples from years 2014–2023 by comparing the concentration of the natural radionuclides, such as ²²⁶Ra, ²²⁸Ac and ⁴⁰K to mean concentration in Poland and Mazowieckie Voivodeship in which KSOP is situated.

Additionally, the deposition of ¹³⁷Cs, which is an artificial radionuclide left in soil as an aftermath of the Chernobyl Nuclear Power Plant accident, is also measured.

Keywords: Radioactivity of soil, caesium ¹³⁷Cs, radium ²²⁶Ra, potassium ⁴⁰K.

Streszczenie: W Polsce pomimo braku elektrowni jądrowych istnieją dwa miejsca związane z przetwarzaniem lub przechowywaniem substancji promieniotwórczych, które podlegają nadzorowi oraz kontroli radiologicznej w otoczeniu tu wymienionych ośrodków, tj.: Narodowego Centrum Badań Jądrowych (NCBJ) w Świerku oraz Krajowego Składowiska Odpadów Promieniotwórczych (KSOP) w Różanie. Obydwa te ośrodki są monitorowane przez niezależne laboratoria. Badane są m.in. gleba, roślinność, aerozole z przyziemnej warstwy powietrza atmosferycznego oraz wody źródlane i gruntowe. Przez długi okres takie badania prowadziło Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej (CLOR). W pracy zamieszczono wyniki badań gleby z ostatnich 10 lat.

Dzięki stałemu monitoringowi radiologicznemu otoczenia KSOP można określić, czy składowane tam odpady wpływają na skażenie promieniotwórcze otoczenia.

Praca skupiła się na analizie badań gleby z lat 2014–2023 poprzez porównanie stężeń naturalnych izotopów promieniotwórczych, takich jak: rad ²²⁶Ra, aktyn ²²⁸Ac oraz potas ⁴⁰K, do średnich stężeń w Polsce oraz w woj. mazowieckim, w którym KSOP jest umiejscowiony.

Dodatkowo, zbadana została depozycja cezu ¹³⁷Cs, który jest sztucznym izotopem promieniotwórczym pozostałym jeszcze z czasów awarii elektrowni jądrowej w Czarnobylu.

Słowa kluczowe: Promieniotwórczość gleby, cez ¹³⁷Cs, rad ²²⁶Ra, potas ⁴⁰K.

Introduction

The National Radioactive Waste Repository (KSOP) in Rózan is the only facility in Poland designed for the disposal of short-lived low- and intermediate-level radioactive waste, as well as for the interim storage of long-lived waste. In addition, short-lived low-level or intermediate-level disused sealed radioactive sources are also disposed at KSOP.

The primary barrier preventing the release of waste into the environment, e.g. into groundwater and soil, is a system of concrete layers separating the waste from its surroundings. Short-lived waste is placed in metal drums, which are subsequently arranged in designated storage places and backfilled with concrete. Additional protection against precipitation is provided to prevent water from penetrating the concrete, which could otherwise cause corrosion of the structures and lead to the migration of radionuclides into the soil.

According to the applicable Polish and European legal regulations on radioactive waste storage, nuclear facilities such as the National Radioactive Waste Repository must be subject to radiation monitoring. This monitoring covers both the repository site itself and its immediate vicinity.

On request of the Polish National Atomic Energy Agency, the Central Laboratory for Radiological Protection (CLOR) carries out comprehensive measurements aimed at assessing the radiation situation around KSOP. These measurements include samples of soil, grass, aerosols from the near-ground atmospheric layer, as well as spring and groundwater. This paper presents the results of soil measurements conducted in the surroundings of KSOP in the years 2014–2023.

Soil analysis

As part of the radiological assessment of the environment around KSOP, soil samples were collected. Sampling locations were selected in such a way as to allow assessment of the repository's impact on the environment from all sides (Fig. 1) Sampling took place twice a year, resulting in a total of ten soil samples annually. In the samples,



Fig. 1. Soil sampling points in the vicinity of the KSOP in Rózan (source: <http://www.google.pl/maps>).

radioactive gamma isotopes of natural origin were recorded, i.e. from two natural radioactive decay series and potassium ^{40}K , as well as artificial radioactive gamma isotopes. Among the artificial radionuclides, caesium ^{137}Cs was mainly detected, and in one year the presence of americium ^{241}Am and cerium ^{141}Ce was also observed.

Sampling procedure

Soil samples were collected in accordance with Fig. 1 from the topsoil layer (10 cm) using metal samplers. One of the seven subsamples (from one sampler) was located at the centre of a circle with a radius of 1 m, while the remaining six subsamples were taken along the circumference of that circle. The collected subsamples were then mixed in a bag and properly labelled. This sampling method is recommended by the International Atomic Energy Agency (IAEA) in Vienna [1].

Sample preparation

Before the measurements were carried out, the collected samples had to be properly prepared. In the first step, the samples were crushed and cleaned of impurities. The prepared soil was then dried in an oven at 105°C for 16 hours, after which it was cooled to room temperature. After determining the total mass of the sample and further crushing, they were sieved through a 2 mm sieve and poured into 0.5 dm^3 Marinelli beakers.

Measurement procedure

The measurements were performed using gamma ray spectrometry with a HPGe semiconductor detector of approximately 40% relative efficiency, operated with GENIE-2000 software. The counting time for each sample was 80,000 seconds, at which the minimum detectable activity in soil samples was 0.05 Bq/kg for caesium ^{137}Cs and 1 Bq/kg for potassium ^{40}K , radium ^{226}Ra and actinium ^{228}Ac .

Measurement results

The gamma radiation spectrum of each sample was analysed using the GENIE-2000 software, taking into account both the efficiency calibration and the previously measured background.

Tables 1–3 present the activity concentrations of natural radionuclides ^{226}Ra , ^{228}Ac and ^{40}K together with associated uncertainties, as well as the mean values of these concentrations for the five sampling points in the years 2014–2023, expressed in Bq/kg .

Table 1. Activity concentration of ^{226}Ra in soil samples measured in 2014–2023 expressed in Bq/kg.

Radium ^{226}Ra	D-1	D-2	D-3	D-4	D-5	Collection date
2014	18.1±0.7 20.4±0.7	14.9±0.6 18.3±0.7	10.6±0.4 11.9±0.5	13±0.4 14.6±0.6	15.9±0.6 16.1±0.6	21-05-2014 09-09-2014
2015	21.9±0.8 33.4±1.3	31.0±0.9 30.6±1.2	28.5±0.8 22.9±1.0	17.0±0.7 27.6±0.9	38.6±1.0 30.2±0.9	26-05-2015 09-09-2015
2016	18.7±0.5 21.9±0.8	16.4±0.5 18.1±0.7	11.5±0.5 16.7±0.6	15.4±0.5 16.3±0.7	21.0±0.5 18.2±0.7	12-05-2016 06-09-2016
2017	23.3±1.9 22.4±1.9	22.7±0.8 21.9±1.0	21.3±1.0 11.1±0.7	18.8±1.5 20.0±1.0	28.3±1.2 22.6±1.0	30-05-2017 27-09-2017
2018	24.4±1.0 21.4±1.0	19.6±0.9 19.7±0.9	11.9±0.6 13.9±0.7	21.0±0.9 17.1±0.8	18.4±1.5 12.1±0.6	26-06-2018 18-10-2018
2019	22.6±1.8 27.3±1.2	22.7±1.8 22.5±1.0	13.6±0.7 20.1±0.9	19.0±1.6 20.9±0.9	15.4±0.8 14.2±0.8	04-06-2019 17-09-2019
2020	43.0±3.5 23.1±1.9	40.8±3.3 21.9±1.8	20.1±1.7 17.0±1.4	15.8±1.3 18.5±1.5	20.8±1.7 14.6±1.2	05-05-2020 09-09-2020
2021	21.4±1.1 20.8±1.0	18.6±1.0 19.9±1.0	10.8±0.6 10.8±0.6	18.2±1.0 17.8±0.9	14.0±0.8 14.8±0.8	13-08-2021 11-09-2021
2022	22.1±0.9 22.8±1.0	18.4±0.8 18.1±0.8	9.0±0.4 9.1±0.5	18.0±0.7 15.3±0.7	13.0±0.6 13.5±0.6	24-06-2022 14-09-2022
2023	36.1±1.8 20.5±1.0	32.4±1.6 18.8±0.9	30.3±1.6 17.2±0.8	18.6±0.8 16.0±0.8	24.1±1.3 13.3±0.7	04-08-2023 13-09-2023
Mean concentration	24.3±1.3	22.4±1.1	15.9±0.8	18.0±0.9	19.0±0.9	–

Table 2. Activity concentration of ^{228}Ac in soil samples measured in 2014–2023 expressed in Bq/kg.

Actinium ^{228}Ac	D-1	D-2	D-3	D-4	D-5	Collection date
2014	23.5±0.6 23.7±0.6	18.0±0.5 20.2±0.5	10.5±0.3 14.1±0.4	16.5±0.4 16.1±0.5	15.4±0.4 16.6±0.5	21-05-2014 09-09-2014
2015	25.5±0.6 22.1±0.8	20.7±0.6 20.3±0.7	18.7±0.6 14.3±0.5	19.2±0.5 18±0.6	20.7±0.6 18.5±0.6	26-05-2015 09-09-2015
2016	23.2±0.5 24.5±0.6	20.1±0.4 21.3±0.5	13.4±0.4 18.6±0.5	18.1±0.4 19.2±0.6	21.9±0.5 18.4±0.5	12-05-2016 06-09-2016
2017	24.3±0.6 23.9±0.7	21.7±0.6 21.0±0.6	16.8±0.5 10.7±0.3	17.4±0.5 19.4±0.5	21.8±0.6 20.3±0.6	30-05-2017 27-09-2017
2018	23.9±0.6 24.1±0.6	20.5±0.6 19.0±0.5	11.1±0.3 13.1±0.4	18.6±0.5 15.9±0.4	18.3±0.5 11.9±0.4	26-06-2018 18-10-2018
2019	23.6±0.6 25.3±0.7	21.0±0.6 21.3±0.6	12.9±0.4 19.5±0.5	17.3±0.5 17.9±0.5	14.0±0.4 13.9±0.4	04-06-2019 17-09-2019
2020	23.6±0.9 23.9±0.6	20.1±0.7 20.9±0.6	11.8±0.5 16.0±0.4	13.3±0.4 16.4±0.5	18.6±0.5 13.7±0.4	05-05-2020 09-09-2020
2021	24.4±0.6 25.1±0.6	21.1±0.8 21.5±0.5	11.7±0.3 11.2±0.3	18.4±0.6 17.1±0.4	13.7±0.4 13.4±0.4	13-08-2021 11-09-2021
2022	23.8±0.6 24.7±0.8	20.3±0.5 18.6±0.6	8.4±0.2 9.4±0.3	17.3±0.4 13.6±0.4	12.3±0.3 11.9±0.4	24-06-2022 14-09-2022
2023	23.1±0.8 24.0±0.6	20.0±0.7 19.5±0.5	17.9±0.6 17.0±0.4	18.1±0.5 16.2±0.4	12.5±0.4 13.1±0.3	04-08-2023 13-09-2023
Mean concentration	24.0±0.7	20.4±0.6	13.9±0.4	17.2±0.5	16.0±0.5	-

Table 3. Activity concentration of ^{40}K in soil samples measured in 2014-2023 expressed in Bq/kg.

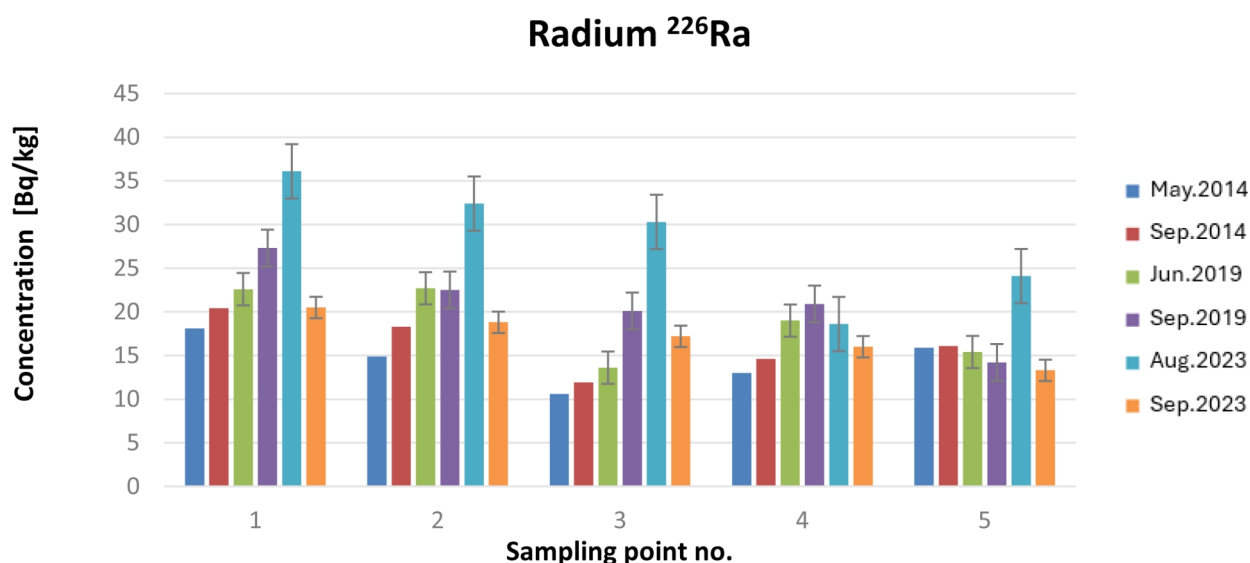
Potassium ^{40}K	D-1	D-2	D-3	D-4	D-5	Collection date
2014	588±13 618±14	506±13 562±13	383±9 426±10	453±12 475±11	388±9 424±10	21-05-2014 09-09-2014
2015	598±13 533±12	535±7 495±11	488±6 402±9	491±11 434±7	394±5 387±5	26-05-2015 09-09-2015
2016	547±7 569±13	504±7 534±12	381±9 421±11	462±6 483±13	400±5 406±9	12-05-2016 06-09-2016
2017	596±34 569±34	538±20 528±20	411±16 343±13	461±26 477±18	401±15 442±17	30-05-2017 27-09-2017
2018	578±21 567±21	491±19 460±17	336±13 387±15	468±18 404±15	444±26 358±14	26-06-2018 18-10-2018
2019	573±33 596±23	538±31 533±20	371±14 411±16	456±26 453±17	390±15 398±15	04-06-2019 17-09-2019
2020	587±33 572±33	543±31 546±31	363±21 410±23	398±23 430±25	478±27 388±22	05-05-2020 09-09-2020
2021	517±13 572±13	526±15 535±12	362±8 329±7	469±13 430±10	392±11 386±9	13-08-2021 11-09-2021
2022	541±11 566±16	497±10 481±12	280±6 301±7	417±9 360±9	338±7 345±8	24-06-2022 14-09-2022
2023	551±12 557±12	497±11 509±11	473±10 433±9	458±9 421±9	370±8 380±8	04-08-2023 13-09-2023
Mean concentration	570±19	518±16	386±12	445±14	395±12	-

Fig. 2–5 show the graphs of ^{226}Ra , ^{228}Ac , ^{40}K and ^{137}Cs activity concentrations depending on the sampling point. Data for the graphs were taken from three randomly selected years.

In Fig. 2–4, the activity concentrations of natural isotopes do not show significant variations between the individual sampling points (particularly ^{228}Ac and ^{40}K). Slight fluctuations can be observed in the activity concentrations of ^{226}Ra ; however, when considering a 10-year dataset, mean activity concentrations can be

determined by averaging the results from the five sampling points. For ^{137}Cs , the situation is somewhat different. Its activity concentrations may vary significantly depending on the sampling location; therefore, in this case, successive data series correspond to different measurement points.

Since caesium is present in the environment as a result of human activities, this study presents the deposition of caesium in the 10 cm soil layer for the analysed sampling points D-1 to D-5.


Fig. 2. Activity concentration of radium ^{226}Ra in individual soil sampling points in three randomly selected years: 2014, 2019 and 2023.

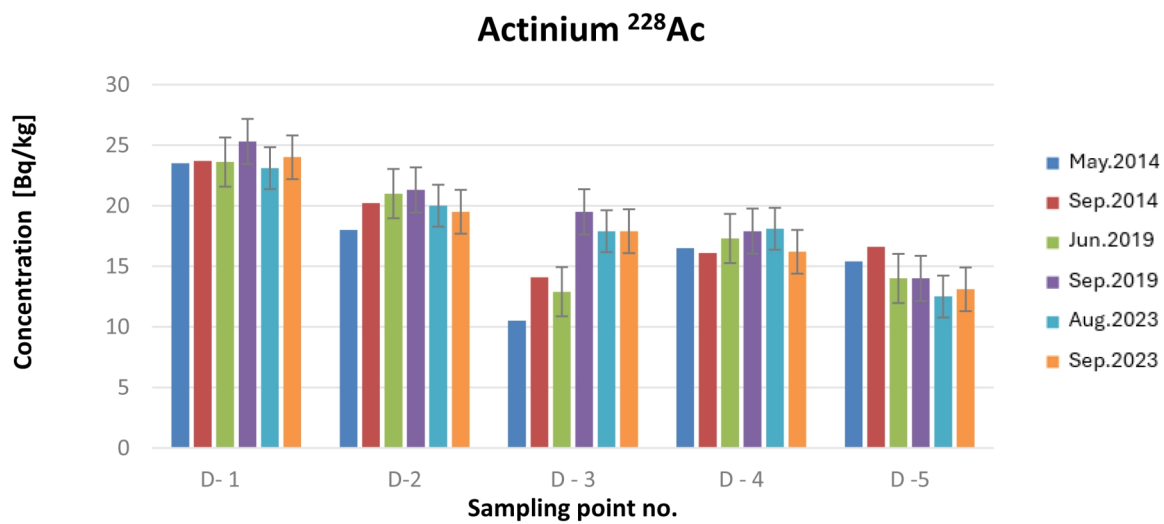


Fig. 3. Activity concentration of actinium ^{228}Ac in individual soil sampling points in three randomly selected years: 2014, 2019 and 2023.

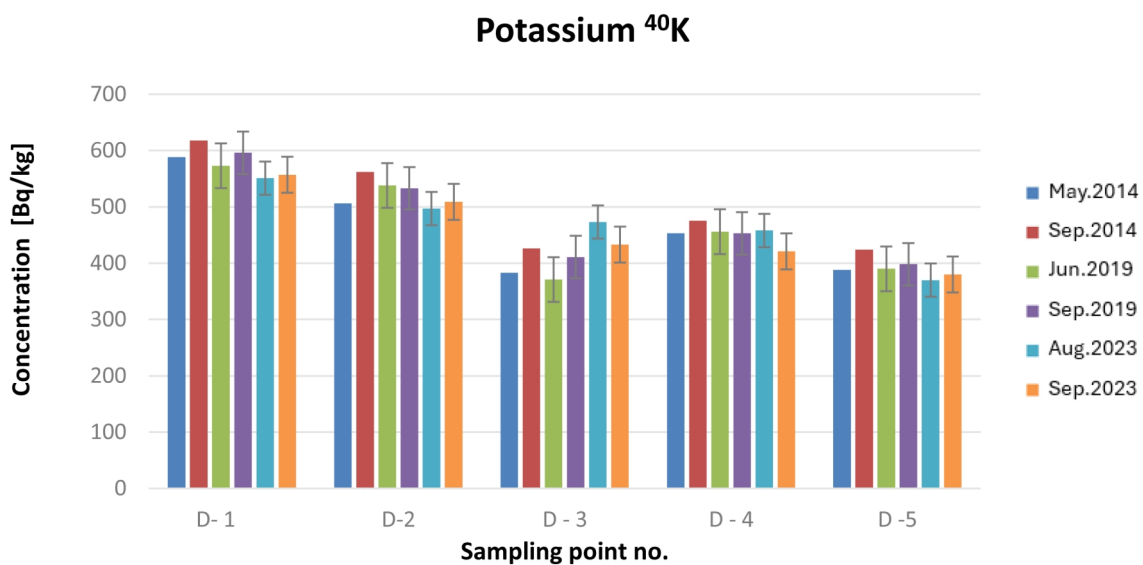


Fig. 4. Activity concentration of potassium ^{40}K in individual soil sampling points in three randomly selected years: 2014, 2019 and 2023.

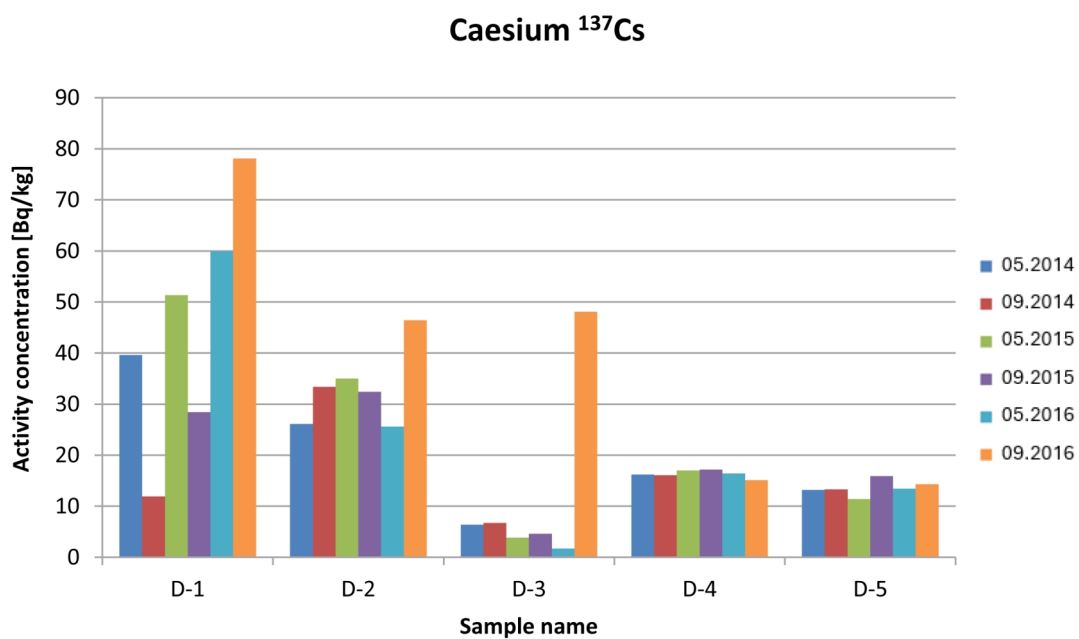


Fig. 5. Activity concentration of caesium ^{137}Cs in individual soil sampling points in the years 2014–2016.

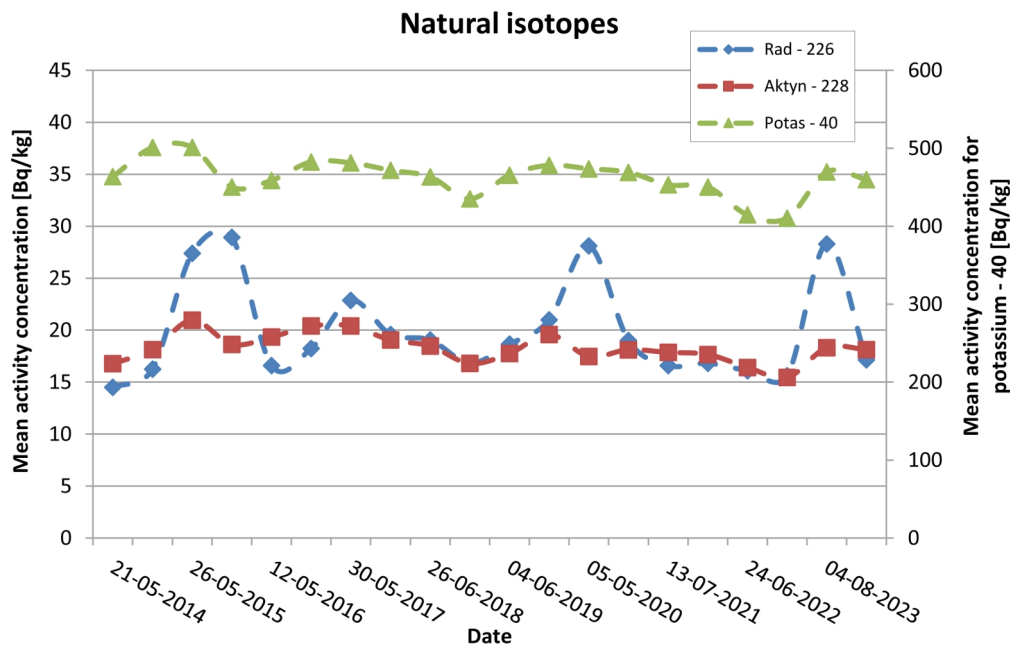


Fig. 6. Mean activity concentration of potassium ^{40}K , radium ^{226}Ra and actinium ^{228}Ac in soil samples in the years 2014–2023.

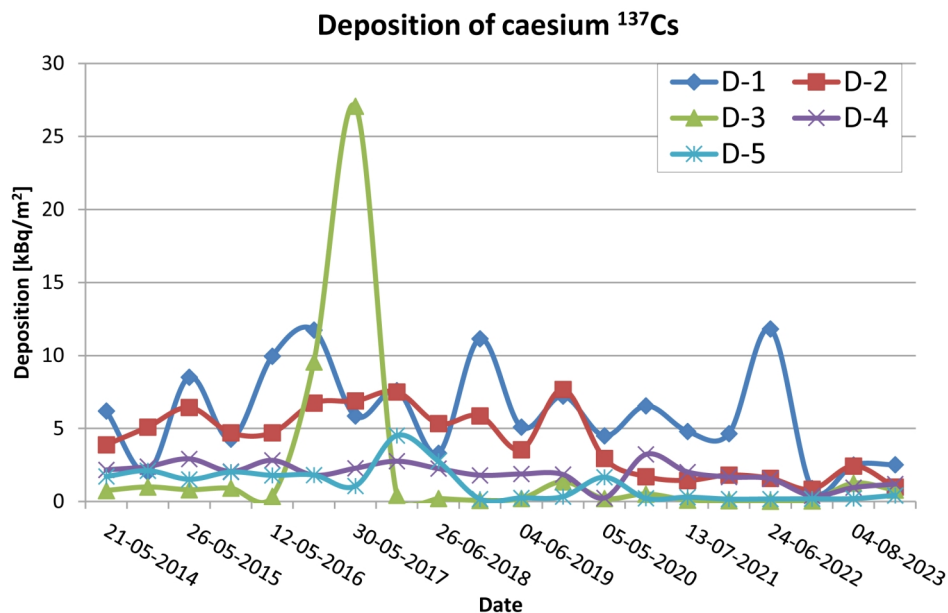


Fig. 7. Deposition of caesium ^{137}Cs in the years 2014–2023 in subsequent sampling points.

The activity concentration of ^{137}Cs was converted to deposition, expressed in kBq/m^2 , using the following formula:

$$Dep \frac{\text{kBq}}{\text{m}^2} = \frac{S \frac{\text{Bq}}{\text{kg}}}{1000} \cdot \frac{M[\text{kg}]}{7 P[\text{m}^2]} = \frac{S}{1750} \cdot \frac{M}{D^2} \frac{\text{kBq}}{\text{m}^2}$$

where: $S \frac{\text{Bq}}{\text{kg}}$ is the activity concentration of caesium ^{137}Cs ,
 $M[\text{kg}]$ is the total mass of the sample collected, and
 $P = \frac{D^2}{4}$ is surface area from which soil is collected using a sampler of diameter D .

In 2022, two additional artificial radioactive isotopes were detected, namely americium ^{241}Am and cerium ^{141}Ce .

Americium was detected only in the sample collected from point D-1. Its activity concentration was $0.88 \pm 0.22 \text{ Bq/kg}$ in the sample taken on 24 June 2022, whereas in the sample collected on 14 September 2022 its activity concentration was below the detection limit of 0.58 Bq/kg .

The artificial isotope cerium ^{141}Ce was detected in samples from points D-2, D-3 and D-4. Its activity concentrations are presented in Table 5.

Table 4. Deposition of caesium ^{137}Cs in soil samples from subsequent sampling points, expressed in kBq/m^2 .

Caesium ^{137}Cs	D-1	D-2	D-3	D-4	D-5	Collection date
2014	6.20±0.11 2.02±0.03	3.89±0.10 5.10±0.09	0.76±0.01 1.00±0.02	2.17±0.05 2.40±0.04	1.71±0.03 2.11±0.05	21-05-2014 09-09-2014
2015	8.53±0.15 4.27±0.08	6.45±0.04 4.70±0.09	0.81±0.01 0.91±0.02	2.92±0.05 2.06±0.01	1.52±0.01 2.02±0.01	26-05-2015 09-09-2015
2016	9.95±0.05 11.76±0.20	4.71±0.04 6.74±0.12	0.36±0.01 9.56±0.20	2.82±0.02 1.81±0.05	1.79±0.01 1.82±0.04	12-05-2016 06-09-2016
2017	5.86±0.13 7.60±0.20	6.89±0.14 7.52±0.15	27.07±0.47 0.43±0.02	2.28±0.06 2.76±0.07	1.06±0.02 4.52±0.08	30-05-2017 27-09-2017
2018	3.31±0.07 11.15±0.22	5.34±0.11 5.87±0.11	0.21±0.01 0.09±0.01	2.26±0.05 1.80±0.03	2.76±0.07 0.18±0.07	26-06-2018 18-10-2018
2019	5.10±0.12 7.23±0.14	3.55±0.08 7.69±0.15	0.21±0.01 1.36±0.03	1.89±0.05 1.85±0.04	0.25±0.01 0.33±0.01	04-06-2019 17-09-2019
2020	4.50±0.10 6.56±0.15	2.95±0.07 1.71±0.04	0.21±0.01 0.52±0.01	0.25±0.01 3.23±0.07	1.66±0.04 0.22±0.01	05-05-2020 09-09-2020
2021	4.81±0.10 4.66±0.08	1.44±0.04 1.82±0.04	0.11±0.01 0.05±0.01	2.03±0.05 1.68±0.04	0.30±0.01 0.17±0.01	13-08-2021 11-09-2021
2022	11.82±0.17 0.90±0.02	1.59±0.03 0.84±0.02	0.03±0.01 0.04±0.01	1.56±0.02 0.40±0.02	0.18±0.01 0.19±0.01	24-06-2022 14-09-2022
2023	2.50±0.05 2.52±0.05	2.44±0.04 0.99±0.02	1.25±0.02 0.79±0.02	0.95±0.02 1.19±0.02	0.20±0.01 0.42±0.01	04-08-2023 13-09-2023

Table 5. Activity concentration of cerium ^{141}Ce in soil samples measured in 2022 expressed in Bq/kg .

Cerium ^{141}Ce	D-2	D-3	D-4
24-06-2022	0.32±0.06	0.15±0.04	0.38±0.06
14-09-2022	0.79±0.13	0.20	0.25

Results analysis

The activity concentration of potassium ^{40}K in 2014–2023 ranged from 280 Bq/kg recorded in 2022 for point D-3 to 618 Bq/kg obtained in 2014 in point D-1. The activity concentration of radium ^{226}Ra ranged from 9 Bq/kg recorded in 2022 at point D-3 to 43 Bq/kg in 2020 at point D-1, while in the case of actinium ^{228}Ac the activity concentration ranged from approx. 8.4 Bq/kg in 2022 in point D-3 to 25.5 Bq/kg in 2015 in point D-1.

The level of activity concentration of natural isotopes remains fairly constant, however, some peaks can be seen on the graph of radium ^{226}Ra . However, these variations fall within the typical range for this radium isotope, and therefore no particular attention was devoted to them.

The levels of activity concentrations of natural isotopes do not differ significantly from the mean values for Poland. The mean concentration of radium ^{226}Ra in Poland is: 31 ± 1.6 Bq/kg in the range from 6.4 to 154.7 Bq/kg , while in the Mazowieckie Voivodeship, where the KSOP is located, it is 15.9 Bq/kg . In the case of actinium ^{228}Ac , in Poland the mean concentration is

30.5 Bq/kg in the range from 6 to 129.2 Bq/kg , and in the Mazowieckie Voivodeship the mean concentration is 15.9 Bq/kg . The mean activity concentrations for the Mazowieckie Voivodeship are exceeded in certain places, but due to the fact that the concentration levels oscillate around certain mean values, the same point where the measurements were carried out exceeds this mean level once, and in the following year it is below the mean value. Such variations are typical for soil, as radioactive isotopes migrate with soil material and their levels fluctuate over time.

In the case of potassium ^{40}K , the mean activity concentration in Poland is 497 ± 15 Bq/kg in the range from 138 to 1046 Bq/kg , where in the Mazowieckie Voivodeship the mean concentration is 382 Bq/kg . It is the only isotope that exceeds the mean concentration in the Mazowieckie Voivodeship for each measurement point; however, it exceeds it by values that can be attributed to a different soil structure.

The mean activity concentration of natural isotopes in the Mazowieckie Voivodeship is lower than the mean concentration for the whole of Poland, which can also be

seen in the measured mean concentrations of radium and actinium, which were lower than the mean concentrations in Poland. The exception here is potassium, the concentration of which is close to national concentrations and exceeded the mean concentrations in the Mazowieckie Voivodeship.

In the case of caesium ^{137}Cs deposition, significant fluctuations in time and a large dependence of the deposition value on the examined point are visible. This suggests that in some points, i.e. those where this level is quite constant, the caesium content in the soil is the result of older events, e.g. the accident at the Chernobyl nuclear power plant, while the points where the deposition is greater (point D-1) and variable over time (point D-3) may suggest that „excess“ caesium comes from a repository.

The mean value of caesium ^{137}Cs deposition in Poland is $1.96 \pm 0.19 \text{ kBq/m}^2$ in the range from 0.20 to 16.63 kBq/m^2 , while in the Mazowieckie Voivodeship the mean deposition is $1.58 \pm 0.39 \text{ kBq/m}^2$ in the range from 0.25 to 7.09 kBq/m^2 , so the mean value is lower for the Mazowieckie Voivodeship than that from the whole country. Considering that this isotope of caesium does not occur naturally, we can expect higher values of deposition in concentrated areas, which may be caused, for example, by local rainfall from clouds contaminated after the Chernobyl nuclear power plant accident or contamination resulting, for example, from a damaged caesium source. The values of deposition in the KSOP environment are generally greater than the mean values for both Poland and the Mazowieckie Voivodeship, however, these are still values that do not have a significant negative impact on people and the environment.

Summary

Radiological monitoring of the soil in the proximity of the National Radioactive Waste Repository in Rózan showed the presence of natural isotopes in all five samples, i.e. potassium ^{40}K , radium ^{226}Ra and actinium ^{228}Ac and one isotope of artificial origin – caesium ^{137}Cs . The activity concentrations of natural isotopes remain constant and are related to the geological structure of the area. However, the presence of caesium ^{137}Cs deposition caused by human activity remains low. The calculated deposition of ^{137}Cs in

the analysed soil samples is comparable to the deposition of this isotope obtained for the soil of the Mazowieckie Voivodeship (with the exception of point D-1), which proves the possibility of its origin at the time of the Chernobyl nuclear power plant accident [2].

Taking into account the above tests, the presence of the Radioactive Waste Repository in Rózan does not adversely affect the surroundings of the said location in terms of radioactive gamma.

About authors

Krzysztof Isajenko – Head of the Dosimetry Department of the Central Laboratory for Radiological Protection (CLOR) in Warsaw, Deputy Director of CLOR in the years 2006–2019, Head of the accredited Laboratory for Natural Radioactivity Measurements, Graduate of the Faculty of Technical Physics and Applied Mathematics of the Warsaw University of Technology, long-time member of the Sea Research Commission of the Polish Academy of Sciences, lecturer at the Faculty of Physics of the Warsaw University of Technology, participant of numerous training courses on radiological protection and nuclear safety (both domestic and foreign), author or co-author of numerous publications related to this subject.

Michał Ochmański – 3rd year student (first cycle) of the Warsaw University of Technology, Faculty of PHYSICS, majoring in Technical Physics, specializing in Computer Physics.

Barbara Piotrowska – a graduate of the Faculty of Physics at the University of Warsaw (specializing in nuclear physics). She worked at the Military Institute of Chemistry and Radiometry from 1996 to 2009. Since 2009, she has been an employee of the Central Laboratory for Radiological Protection, deputy head of the Dosimetry Department, and technical manager at the accredited Laboratory for Measurements of Natural Radioactivity (CLOR). She has been involved in gamma spectrometry for many years. She conducts research and training in the measurement of natural radioactivity in raw materials and construction materials, and conducts radiological expertise.

References

1. Measurement of Radionuclides In Food and the Environment, A Guidebook IAEA, Technical Reports Series No. 295, 1989.
2. Monitoring of ionizing radiation within the framework of the national environmental monitoring programme in the years 2022–2024, Task 3: Monitoring of caesium-137 concentration in soil [Monitoring promieniowania jonizującego realizowany w ramach państwowego monitoringu środowiska w latach 2022–2024, Zadanie 3: Monitoring stężenia ceszu-137 w glebie] – K. Isajenko, O. Stawarz, B. Piotrowska, K. Wojtkowski, report for the Chief Inspectorate of Environmental Protection (GIOŚ), February–March 2024.
3. <https://www.gov.pl/web/polski-atom/krajowe-skladowisko-odpadow-promieniotworczych> accessed on 12.08.2024.

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 przysyłania 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