



PAŃSTWOWA
AGENCJA
ATOMISTYKI

e-ISSN 2353-9062
ISSN 0867-4752

BIULETYN

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA



4 (138) 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. JANIĄK** – 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: Inspektorzy Dozoru Jądrowego PAA podczas kontroli

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 4 (138) 2025
Warszawa

Spis treści

- 5** Zmarł Michał Strzelecki
- 6** Jacek Nowicki
Zapasowe agregaty prądotwórcze z silnikami wysokoprężnymi w elektrowniach jądrowych. Część 2
- 22** Łukasz Młynarkiewicz
Prawne i organizacyjne aspekty nadzoru wewnętrznego inspektora ochrony radiologicznej
- 32** Tomasz R. Nowacki
Definicja obiektu jądrowego i obiektu energetyki jądrowej w polskim prawie energii jądrowej. Ewolucja siatki pojęciowej oraz uwagi *de lege lata* i *de lege ferenda*. Cz. I (do 1986 r.)
- 44** Łukasz Koszuc
On the depletion of gadolinium-bearing fuel rods in BWR assemblies: a study within the NEA/OECD benchmark
- 58** Wojciech Głuszewski
XVIII szkoła sterylizacji i mikrobiologicznej dekontaminacji radiacyjnej

Szanowni Państwo

Bieżący numer otwiera wspomnienie o długoletnim pracowniku Państwowej Agencji Atomistyki, Panu **Michale Strzeleckim**, zmarłym 12 listopada 2025 roku. Przez wiele lat był on członkiem komisji egzaminacyjnych Prezesa PAA prowadzących egzaminy państwowe na uprawnienia **inspektora ochrony radiologicznej (IOR)**, na uprawnienia związane z wszystkimi specjalnościami w ramach **stanowiska istotnego dla bezpieczeństwa** jądrowego i ochrony radiologicznej, jak również na uprawnienia **inspektora dozoru jądrowego**. Był także powołany przez Prezesa PAA na Sekretarza Rady ds. Atomistyki.



W pierwszym z opublikowanych artykułów **Jacek Nowicki** kontynuuje podjęty w poprzednim numerze naszego Biuletynu 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 EJ z zewnętrznej sieci elektroenergetycznej w sytuacji odstawienia bloku, kiedy potrzeby własne nie są zasilane z własnego turbogeneratora (ang. *total blackout*). Zamieszczony w poprzednim numerze szczegółowy opis podstawowych układów technologicznych stosowanych w EJ agregatów prądotwórczych napędzanych silnikami wysokoprężnymi, oraz norm i przepisów krajowych i zagranicznych dotyczących tych urządzeń został w bieżącym numerze uzupełniony drobiazgowym omówieniem problemów obciążeń, regulacji prędkości obrotowej i synchronizacji, zabezpieczeń przekąźnikowych, wymagań projektowych, kwalifikacji producenta, oraz prób w miejscu zainstalowania i zaangażowania w nie dozoru jądrowego. Omówiono także zastosowanie zewnętrznych przewoźnych źródeł zasilania elektrycznego wprowadzone w konsekwencji wniosków z awarii w Fukusimie, jak również alternatywne urządzenia zasilania zapasowego z napędami innymi niż silniki Diesla.

W drugim artykule **Łukasz Młynarkiewicz** przedstawił kluczowe prawne i organizacyjne aspekty funkcjonowania wewnętrznego nadzoru sprawowanego przez inspektora ochrony radiologicznej (IOR) w jednostkach organizacyjnych prowadzących działalność związaną z narażeniem na promieniowanie jonizujące. Podał analizie status prawny i obowiązki IOR, ze szczególnym uwzględnieniem relacji pomiędzy inspektorem, a kierownikiem jednostki organizacyjnej, pokazując jednocześnie jak polski hybrydowy model IOR w sposób kompletny i efektywny spełnia zarówno wymogi dyrektywy BSS (*Basic Safety Standards*, dyrektywa 2013/59/Euratom) jak i odpowiednich norm bezpieczeństwa Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA). Autor formułuje istotne postulaty zmian ustawowych wzmacniających pozycję IOR w polskim systemie prawnym.

Trzeci artykuł dotyczy również zagadnień prawnych. **Tomasz Nowacki** przedstawił w nim ewolucję pojęć obiektu jądrowego i obiektu energetyki jądrowej w polskim prawie energii jądrowej w szerokiej perspektywie czasowej – od początków II Rzeczypospolitej do uchwalenia ustawy „Prawo atomowe” w 1986 roku. Autor poddał także analizie proces tworzenia analogicznych lub pokrewnych definicji w międzynarodowym prawie energii jądrowej, zwłaszcza w dokumentach *soft law* przyjmowanych pod auspicjami MAEA, jako potencjalnego punktu odniesienia i materiału referencyjnego dla polskiego prawodawcy.

Czwartym z artykułów opublikowanych w bieżącym numerze jest wersja anglojęzyczna opracowania poświęconego międzynarodowemu benchmarkowi Agencji Energii Jądrowej NEA/OECD, dotyczącemu walidacji kodów obliczeniowych do modelowania wypalania paliwa reaktora wodnego wrzącego zawierającego gadolin jako wypalającą się truciznę. **Łukasz Koszuk** omawia uzyskane przez siebie z użyciem pakietu kodów SCALE 6.2.2 wyniki obliczeń, które 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 wypalania paliwa.

Numer zamyka informacja **Wojciecha Głuszewskiego** o przebiegu i rezultatach XVIII szkoły sterylizacji i mikrobiologicznej dekontaminacji radiacyjnej zorganizowanej i przeprowadzonej w dniach 16–17 października 2025 roku przez Instytut Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie, w której wzięło 67 uczestników.

Życząc owocnej lektury składamy Państwu także najlepsze życzenia z okazji zbliżających się Świąt Bożego Narodzenia oraz zdrowia i wszelkiej pomyślności w nowym 2026 roku.

Redaktor naczelny
Maciej Jurkowski

Zmarł Michał Strzelecki

Ze smutkiem przyjęliśmy informację o śmierci naszego kolegi, Michała Strzeleckiego, wieloletniego sekretarza i członka komisji egzaminacyjnych Prezesa PAA, prowadzących egzaminy państwowe na uprawnienia do zajmowania stanowisk związanych z pracą w narażeniu na promieniowanie jonizujące, który zmarł 12 listopada 2025 roku w wieku 78 lat.

Michał Strzelecki był absolwentem Wydziału Chemii Politechniki Warszawskiej, gdzie w 1971 roku uzyskał tytuł magistra inżyniera o specjalności technologia chemiczna. W tym samym roku rozpoczął pracę zawodową w Instytucie Chemii i Techniki Jądrowej.

Pracę w PAA podjął w 1997 roku, w Departamencie Nauki i Techniki, gdzie na stanowisku Głównego Specjalisty od samego początku zaangażowany był w opracowanie programów szkoleń i aktów prawnych wprowadzających je w życie oraz w organizację i udział w egzaminach państwowych na uprawnienia inspektora ochrony radiologicznej (IOR), na uprawnienia wszystkich specjalności w ramach stanowiska istotnego dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jak również na uprawnienia inspektora dozoru jądrowego, początkowo w roli sekretarza, potem pełnoprawnego egzaminatora, bardzo aktywnego w komisji egzaminującej na tzw. uprawnienia stanowiskowe, od jej powstania w grudniu 2002 roku do stycznia 2025 włącznie.

Prezes PAA prof. Jerzy Niewodniczański powołał go także na Sekretarza Rady do Spraw Atomistyki, którą to funkcję Michał Strzelecki sprawował do chwili rozwiązania RdsA w 2011 roku.

Był specjalistą o ogromnym doświadczeniu i wiedzy praktycznej w zakresie opracowywania wymagań kwalifikacyjnych oraz przepisów wprowadzających te wymagania, programów szkoleń, organizacji i przeprowadzania egzaminów oraz nadawania uprawnień pracowniczych wymaganych do wykonywania prac w warunkach narażenia na promieniowanie jonizujące.

Był człowiekiem otwartym i pełnym humoru, łatwo nawiązującym kontakty, uczynnym, koleżeńskim, cenionym przez przełożonych i lubianym przez współpracowników. Bardzo będzie nam Go brakowało.

Cześć Jego pamięci! *Requiescat in pace!*

**Koleżanki i koledzy z Komisji Egzaminacyjnych,
Kierownictwo i pracownicy Państwowej Agencji Atomistyki,
Redakcja Biuletynu Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna PAA**



Zapaszowe agregaty prądowórcze z silnikami wysokoprężnymi w elektrowniach jądrowych. Część 2

Emergency Diesel Generators in Nuclear Power Plants. Part 2

Jacek Nowicki

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

Streszczenie: Kontynuujemy rozpoczęty w numerze 3/2025 „Biuletynu BJOR” temat zapaszowych agregatów prądowórczych z silnikami wysokoprężnymi w elektrowniach jądrowych. W poniższej, drugiej części artykułu omówione są zagadnienia związane z obciążeniami wnoszonymi przez urządzenia elektryczne potrzeb własnych elektrowni, które w sytuacji awaryjnej zasilane są z agregatów, problemy regulacji prędkości obrotowej i synchronizacji, wymagań projektowych, zabezpieczeń przekąźnikowych, kwalifikacji producenta i prób w miejscu zainstalowania. Omówiono także zewnętrzne źródła zasilania elektrycznego zgodne ze strategią FLEX wprowadzone w konsekwencji wniosków wyciągniętych z katastrofy w Fukushima, a także alternatywne jednostki zasilania zapaszowego z napędami innych rodzajów niż spalinowe silniki wysokoprężne.

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

Abstract: We continue the topic of backup diesel generators in nuclear power plants, which we began in issue 3/2025 of the „BJOR Bulletin”. The second part of this article discusses issues related to the loads imposed by the power plant’s auxiliary electrical equipment, which in an emergency is powered by the Diesel generators, problems of speed control and synchronization, design requirements, relay protection, manufacturer qualifications, and on-site testing. External power sources consistent with the FLEX strategy, implemented as a result of lessons learned from the Fukushima disaster, are also discussed. Last but not least we present alternative backup power units powered by engines other than Diesels.

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

1. Zapaszowe agregaty prądowórcze w układach potrzeb własnych energetycznego bloku jądrowego

Główne zapaszowe agregaty prądowórcze energetycznego bloku jądrowego przeznaczone są do dostarczania mocy jednostkowej dochodzącej do kilku megawatów. Na terenie jednego bloku zainstalowane jest od dwóch do czterech dużych agregatów, często uzupełnionych mniejszymi jednostkami. Duże agregaty wraz z większością ich instalacji towarzyszących montowane są w oddzielnych budyn-

kach położonych w odległości kilkudziesięciu metrów od zabudowań wyspy jądrowej i wyspy turbinowej. Wymogi, które pojawiły się po atakach terrorystycznych w dniu 11 września 2001 roku, wymusiły na projektantach rozdzielanie miejsc zainstalowania agregatów w taki sposób, aby w przypadku uderzenia dużego samolotu w budynki elektrowni jądrowej przynajmniej część z nich pozostała nienaruszona. Rozwiązanie takie zastosowano w bloku typu EPR, w którym budynki agregatów rozmieszczono po dwóch stronach głównych zabudowań obiektu. Podczas katastrofy w elektrowni Fukushima Daiichi w 2011 roku

uderzenie fali tsunami spowodowało zalanie wodą morską pomieszczeń agregatów prądotwórczych i tym samym ich unieruchomienie. Brak czynnych agregatów przyczynił się do katastrofalnej awarii trzech bloków, w których doszło do stopienia rdzeni reaktorów. Po Fukushima operatorzy elektrowni jądrowych na całym świecie, przy współpracy instytucji dozorowych, przystąpili do wzmocnienia i ulepszenia systemów miejscowego zasilania prądu przemiennego, instalując dodatkowe agregaty prądotwórcze, poprawiając zabezpieczenie ich pomieszczeń przed działaniem czynników zewnętrznych – takich jak zalanie wodą oraz umożliwienie względnie łatwego podłączania dodatkowych agregatów z zewnątrz bloku. W 2014 roku konsorcjum firm EES-Clemessy, ABC i ORYS uzyskało od Électricité de France kontrakt obejmujący dostawę, montaż i techniczne wsparcie cyklu eksploatacji awaryjnych agregatów prądotwórczych dla 36 francuskich bloków jądrowych o mocy elektrycznej 900 i 1450 MW (fot. 1).

Generatory dużych agregatów prądotwórczych pracują na napięciu średnim (SN). Typowymi wartościami napięć średnich układów potrzeb własnych w elektrowniach europejskich są 6 i/lub 10 kV (przy znamionowej częstotliwości sieci napięcia przemiennego wynoszącej 50 Hz). Dotyczy to oczywiście obiektów energetycznych w krajach świata korzystających z normalizacji Międzynarodowej Komisji Elektrotechnicznej (IEC). W przypadku elektrowni

północnoamerykańskich i innych krajów podążających za normalizacją amerykańską (ANSI/IEEE) stosowane są napięcia 4,16 kV i/lub 6,9 kV, a sporadycznie także 11,0 i 13,8 kV (częstotliwość znamionowa sieci równa 60 Hz).

Mniejsze zapasowe agregaty prądotwórcze o mocach do 100 kW mogą dostarczać energii elektrycznej bezpośrednio do systemów potrzeb własnych pracujących na napięciach niskich: 230 V / 400 V i 400 / 690 V (IEC) lub 120 V / 208 V i 277 V / 480 V (ANSI/IEEE), a za pośrednictwem prostowniczych układów energoelektronicznych do instalacji prądu stałego (fot. 2).

We współczesnych energetycznych blokach jądrowych ilość energii elektrycznej zużywanej na potrzeby własne uzależniona jest od rodzaju reaktora. W przypadku reaktorów wodno-ciśnieniowych (PWR) jest to 6,0–8,5%, reaktorów wrzących (BWR) 6,5–9,5% i ciśnieniowych ciężkowodnych (PHWR) 7,0–11,5% [13].

Większość spośród urządzeń potrzeb własnych energetycznego bloku jądrowego stanowią napędy elektryczne pomp wodnych z silnikami indukcyjnymi. Suma obciążeń wnoszonych przez silniki elektryczne tych urządzeń w normalnym stanie pracy stanowi około 80% całości mocy potrzeb własnych bloku energetycznego. Na przykład dla bloku jądrowego II generacji z reaktorem wodno-ciśnieniowym o mocy elektrycznej netto 1000 MW moc głównych pomp obiegowych wynosi 10 MW, pomp wody zasilającej 22 MW, pomp wody chłodzącej 12 MW, pomp



Fot. 1. Standardowe budynki zapasowych agregatów prądotwórczych we francuskich elektrowniach jądrowych (fot. Clemessy, la marque d'Eiffage Énergie Systèmes).

Photo 1. Standard backup emergency Diesel generator buildings in French nuclear power plants (photo: Clemessy, Eiffage Énergie Systèmes).



Fot. 2. Zapasowy agregat prądowłóczy w pierwszym bloku tureckiej Elektrowni Jądrowej Akkuyu. Każdy z czterech bloków będzie wyposażony w trzy takie jednostki (fot. Akkuyu NPP).

Photo 2. Emergency Diesel Generator in the first unit of Turkish Akkuyu Nuclear Power Plant. Each of the four plant's units will be equipped with three EDGs (photo: Akkuyu NPP).

skroplin 4 MW, zaś pozostałych odbiorników 10 MW (wartości przybliżone według [13]).

Kolejne około 20% mocy przypada na pozostałe odbiorniki – np. napędy elektryczne dźwigów, suwnic i innych urządzeń transportu bliskiego, wentylatorów, sprężarek, siłowniki elektryczne zaworów, wyposażenie elektryczne stabilizatora ciśnienia (przede wszystkim jego grzałki rezystancyjne), mechanizmy podnoszenia i opuszczania prętów sterujących reaktora, aparatura kontrolno-pomiarowa i automatyka, systemy oświetlenia i inne. Połączenie z systemami niskich napięć potrzeb własnych stanowią transformatory SN/nn zasilające szyny zbiorcze rozdzielnic niskich napięć (ang. *Load Centers* – LC) i rozdzielnic przeznaczonych do sterowania silnikami elektrycznymi (ang. *Motor Control Centers* – MCC) [12, 13].

W amerykańskiej energetyce jądrowej w okresie około 70 lat jej historii wykorzystywano agregaty następujących producentów: ALCO Power, Caterpillar-Milton, Cooper Bessemer, Electro Motive – General Motors, Fairbanks Morse/Colt, Nordberg Manufacturing, Transamerica Delaval i Worthington Corporation. W Europie Zachodniej były to m.in. marki: Alstom (Francja), MAN i MTU (Niemcy), NOHAB (Szwecja), SACM (Francja), w Japonii: Kawasaki, Mitsubishi, Toyo, Taiyo i Yanmar, w Korei Południowej Hyundai, w Chinach: Hechai, Shaanxi, CSSC Xi'an, w Rosji: Uralski Zakład Silników Wysokoprężnych.

Warto tu wspomnieć, że zapasowe agregaty prądowłócze przeznaczone dla elektrowni jądrowych produkowano w przeszłości także w Polsce. W Zakładach Urządzeń

Technicznych (ZUT) „Zgoda” w Świętochłowicach w latach siedemdziesiątych i osiemdziesiątych zbudowano agregaty dostarczone do bułgarskich elektrowni jądrowych Kozloduj i Belene (niezrealizowanej), a także dla EJ Temelin w ówczesnej Czechosłowacji. W tymże zakładzie produkcyjnym zamówiono agregaty dla Elektrowni Jądrowej Żarnowiec, z której każdy blok typu WWR-440 miał być wyposażony w trzy jednostki dieslowskie o mocy jednostkowej 2,8 MW. Niestety świętochłowickie zakłady nie przetrwały do czasów współczesnych: zostały postawione w stan upadłości w 2008 roku, a obecnie nawet zajmowane przez nie budynki i hale produkcyjne zostały rozebrane.

Od początku istnienia energetyki jądrowej utrzymanie ciągłości zasilania układów potrzeb własnych bloku było wyzwaniem o priorytetowym znaczeniu ze względu na dążenie do ochrony przed przegrzaniem rdzenia reaktora jądrowego na skutek pogorszenia się warunków chłodzenia spowodowanych np. zatrzymaniem się pomp chłodziwa. W reaktorach energetycznych I i II generacji priorytetowym zadaniem przy awaryjnym wyłączeniu było utrzymanie zasilania elektrycznego układów służących opanowaniu odbioru ciepła z rdzenia: pomp wtrysku wysokociśnieniowego i niskociśnieniowego (zapewniających wtrysk wody borowej do wnętrza reaktora w celu jego schłodzenia i spowolnienia reakcji jądrowej), chłodzenia powyłaczeniowego oraz systemu spryskiwania wnętrza obudowy bezpieczeństwa. Pompy te napędzane elektrycznie z zapasowych agregatów prądowłóczy zapewniały

dostawę wody ze zbiorników zainstalowanych wewnątrz i na zewnątrz budynku reaktorowego.

Zapewnienie ciągłej i niezawodnej dostawy energii elektrycznej z agregatów prądowłrczych, w przypadku niedostępności innych źródeł zasilania o względnie dużej mocy, miało dotychczas podstawowe znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego. Stąd też agregaty zaliczały się do najwyższej klasy urządzeń z punktu widzenia zapewnienia bezpieczeństwa (według klasyfikacji amerykańskiej *Class 1E*). Jak już wspomniano w części pierwszej niniejszego opracowania, nowoczesne projekty reaktorów generacji III/III+ (np. AP1000, ESBWR, BWRX-300) do realizacji scenariuszy bezpieczeństwa związanych z wyłączeniem i chłodzeniem reaktora w stanie awaryjnym nie potrzebują już koniecznie zasilania prądem przemiennym z agregatów prądowłrczych lub zewnętrznej sieci energetycznej. Stąd też w tych konstrukcjach nawet agregaty o mocy znamionowej wynoszącej kilka megawatów nie są klasyfikowane jako ważne dla bezpieczeństwa (ang. *important to safety*). Bardzo prosta definicja dzieląca w praktyce amerykańskiej energetyki jądrowej systemy i urządzenia na istotne i nieistotne z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego (ang. *Class 1E* i *non-Class 1E*) w praktyce amerykańskiego dozoru uzupełniona została o kategorię urządzeń RTNSS (ang. *Regulatory Treatment of Nonsafety Systems*), które U.S. Nuclear Regulatory Commission sprawdza i kontroluje, mimo, że formalnie nie należą do klasy 1E. I właśnie do kategorii urządzeń RTNSS zaliczone zostały duże (2 5,2 MW) agregaty prądowłrcze bloku AP1000.

Agregaty prądowłrcze przejmują zasilanie układów potrzeb własnych elektrowni w sytuacji, gdy z różnych przyczyn energia elektryczna z głównego generatora energetycznego bloku jądrowego jest niedostępna, a jednocześnie nie ma możliwości zasilania układów potrzeb własnych z sieci energetyki zawodowej. Po zaniku napięcia na poszczególnych szynach rozdzielni średnich napięć bloku zasilane z nich odbiorniki są odłączane. W tym samym czasie następuje rozruch agregatu prądowłrczego. Gdy osiągnie on już zdolność do przejmowania obciążeń, poszczególne odbiorniki energii elektrycznej są przyłączane ponownie do szyn zbiorczych, zasilane już z agregatu prądowłrczego. Następuje to według ściśle określonej sekwencji operacji sterowanej przez układy automatyki.

Jak już wspomniano, w ogromnej większości eksploatowanych obecnie elektrowni jądrowych zapassowe agregaty prądowłrcze są urządzeniami ważnymi dla bezpieczeństwa jądrowego realizującymi przypisane im funkcje krytyczne, będąc zaprojektowane w taki sposób, aby uruchamiać się i przyjmować obciążenie niezbędne do obsługi krytycznych podzespołów, jak układ awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora ECCS (ang. *Emergency Core Cooling System*), co jest niezbędne do jego kontrolowanego wyłączenia w sytuacji awaryjnej i uniknięcia cieplnego uszkodzenia zespołów paliwa jądrowego. Dla

zachowania odpowiedniego marginesu bezpieczeństwa w reaktorach nieposiadających nowoczesnych systemów pasywnych maksymalne opóźnienie w dostarczeniu napięcia z rezerwowego źródła dla odbiorów zasilanych w pierwszej kolejności nie może przekraczać 10–12 sekund. Po otrzymaniu sygnału startu agregat prądowłrczy uruchamia się, osiąga prędkość znamionową oraz napięcie i częstotliwość znamionową. Generator przyjmuje pierwszy stopień obciążenia (np. 50%) w tym początkowym przedziale czasu i jest w pełni obciążany (lub „szybko obciążany” – ang. *fast loaded*) w ciągu około 60 sekund. W przypadku dwóch agregatów SBDG (ang. *Stand-By Diesel Generators*) w bloku AP1000 (np. Vogtle 3 i 4) każdy z nich może automatycznie uruchomić się, rozpędzić do znamionowej prędkości obrotowej, osiągnąć znamionowe napięcie generatora, aby być gotowym do przejęcia zasilania obciążenia projektowego w ciągu 120 sekund od otrzymania sygnału startu (ręcznego lub automatycznego).

2. Charakterystyka obciążeń wnoszonych przez odbiorniki potrzeb własnych energetycznego bloku jądrowego

Do prawidłowego dopasowania agregatu prądowłrczego do odbiorników energii elektrycznej, konieczna jest znajomość ich charakterystyk obciążenia w stanach przejściowych i ustalonych. Znaczenie ma również kolejność sekwencyjnego obciążania odbiornikami podczas przejmowania zasilania przez agregat, zarówno przy sterowaniu automatycznym, jak i ręcznym. Sekwencyjne przejmowanie zasilania elektrycznego urządzeń potrzeb własnych musi być zgodne z potrzebami technologicznymi bloku przy nadrzędnym kryterium zapewnienia bezpieczeństwa. Przyjmuje się przy tym założenie wystąpienia w obwodach zasilających potrzeby własne najtrudniejszych możliwych warunków [9].

Obciążenia występujące w obwodach zasilania potrzeb własnych bloku jądrowego podzielić można na charakterystyczne dla: odbiorników o stałej mocy (ang. *constant power*), odbiorników o stałej impedancji (ang. *constant impedance*) i stałym poborze prądu (ang. *constant current*).

a) Obciążenia wnoszone przez silniki indukcyjne charakteryzują się stałą wartością mocy pozornej (wyrażonej w kVA) przy wahaniami napięcia na zaciskach. Warto w tym miejscu zwrócić uwagę na fizyczną interpretację impedancji silnika indukcyjnego reprezentowanego jako liczba zespolona złożona z rezystancji i reaktancji indukcyjnej. Otóż rezystancja wynika niemal wyłącznie z momentu obrotowego na wale silnika obciążonego przez np. pompę wody, podczas gdy reaktancja stanowi konsekwencję elektromagnetycznej konstrukcji silnika: jego uzwojeń i rdzeni ferromagnetycznych stojana i wirnika. Silnik indukcyjny odznacza się stałą mocą pozorną, zatem na przykład: spadek

napięcia zasilającego powoduje wzrost pobieranego przez niego prądu. Przesunięcie punktu pracy w kierunku zmniejszonego napięcia zasilania i podwyższonego prądu powoduje w konsekwencji wzrost strat rezystancyjnych w uzwojeniach silnika, a zatem ich zwiększone nagrzewanie.

Przy modelowaniu obciążeń wnoszonych przez poszczególne urządzenia elektryczne bloku w programach komputerowych służących opracowaniu sekwencji obciążeń dla zapasowych agregatów prądotwórczych uwzględnia się następujące dane techniczne dużych silników indukcyjnych [9]:

- Napięcie znamionowe, częstotliwość znamionową, znamionową prędkość obrotową.
- Moc znamionową i moc maksymalną przy określonych warunkach pobieranego prądu, współczynnika mocy (około 0,85) i sprawności (około 92%).
- Charakterystykę silnika przy zahamowanym wirniku przy napięciu znamionowym, w tym współczynnik mocy rozruchowej i prąd zablokowanego (zwarłego) wirnika (jako procent pełnego obciążenia znamionowego). Prąd przy zahamowanym wirniku jest 6,0–6,5-krotnie większy od prądu znamionowego (około 7,3–8,0 kVA/kW), współczynnik mocy przy zahamowanym wirniku wynosi około 0,2.
- Warunki przyspieszania przy znamionowym i minimalnym wymaganym napięciu rozruchowym, na przykład 75%, w tym charakterystyka rozruchowa (prąd w funkcji czasu); czas przyspieszania wynosi 2,5–4,0 s (pod obciążeniem) i 1,5 s (bez obciążenia).
- Maksymalną moc wyjściową, jaką silnik może wygenerować, zanim jego prędkość znacznie spadnie do zera, zazwyczaj z powodu osiągnięcia momentu krytycznego. Jest to punkt, po przekroczeniu którego nie jest już w stanie utrzymać znamionowej prędkości obrotowej pod obciążeniem.

W rozważaniach dotyczących zasilania silników indukcyjnych powinno się uwzględnić spadki napięć na zaciskach silnika wynikające ze strat w transformatorze oraz w przewodach sieci dystrybucyjnej bloku energetycznego.

Jak już wspomniano powyżej, przy pełnym napięciu zasilania silnik indukcyjny pobiera prąd rozruchowy kilkakrotnie większy od znamionowego prądu obciążenia w warunkach normalnej pracy. Te nagłe, duże wzrosty prądu pobieranego z agregatu prądotwórczego wynikające z rozruchu silników indukcyjnych mogą być przyczyną znacznych spadków napięcia. Obniżony poziom napięcia zasilania może uniemożliwić prawidłowy rozruch silnika indukcyjnego (tj. przyspieszenie jego prędkości obrotowej do wartości znamionowej w wymaganym czasie) lub spowodować spowalnianie prędkości obrotowej lub nawet brak rozruchu. Wnosi to za sobą poważne konsekwencje dla poszczególnych instalacji elektrowni, w których pompy lub siłowniki elektryczne zaworów pracują wadliwie lub nie dają się uruchomić. Inne odbiorniki energii elektrycznej

wrażliwe na poziom napięcia zasilającego mogą również zostać „utracone” z powodu zbyt niskiego napięcia lub wyłączenia współdziałających z nimi styczników (następuje to na ogół przy spadku napięcia do poziomu 50–70% napięcia znamionowego cewki stycznika).

b) Obciążenia transformatorami SN/nn charakteryzują się stałą impedancją, a zatem zmieniają się proporcjonalnie do kwadratu napięcia na zaciskach obciążenia. Istotne dane obejmują moc znamionową transformatora (kVA), zmienność napięcia (stosunek spadku napięcia na transformatorze przy pełnym obciążeniu do jego napięcia znamionowego, wyrażoną w procentach) oraz prąd udarowy wzbudzenia transformatora (prąd udarowy transformatora przepływający przez jego uzwojenie pierwotne w momencie załączenia; prąd ten jest znacznie większy od prądu znamionowego i może osiągać nawet jego kilkakrotność).

c) Obciążenia półprzewodnikowymi układami energoelektroniki charakteryzują się stałym poborem prądu, a zatem wartość pobieranej przez nie mocy jest proporcjonalna do zmian napięcia zasilającego. Do układów energoelektronicznych energetycznego bloku jądrowego zaliczają się np. układy prostownikowe, falownikowe, przemienniki częstotliwości zbudowane na bazie elementów półprzewodnikowych dużej mocy, takich jak tyrystory, tranzystory (w tym np. IGBT), diody prostownicze itp. Niektóre z tych układów – jak np. przemienniki częstotliwości zastosowane w układach zasilania głównych pomp chłodzenia reaktora RCP (ang. *Reactor Coolant Pump*) bloku AP1000 charakteryzują się mocami rzędu kilku megawatów (w każdej z dwóch pętli chłodzenia obiegu pierwotnego pracują dwie takie pompy – razem więc 4). Wykorzystany tu trójfazowy przemiennik częstotliwości typu Perfect Harmony (produkowany pierwotnie przez Siemens, a obecnie przez firmę Innomotics) zastosowany w blokach Vogtle 3 i 4 charakteryzuje się mocą jednostkową transformatora wejściowego wynoszącą 1050 kVA (każdy z czterech takich przemienników zasila napęd elektryczny jednej pompy RCP).

d) Obciążenia rezystancyjne charakteryzują się stałą impedancją. Moc pobierana przez odbiornik zmienia się z kwadratem napięcia na zaciskach. Przykładem obciążeń rezystancyjnych zastosowanych w bloku z reaktorem wodno-ciśnieniowym są grzałki nurkowe zainstalowane wewnątrz stabilizatora ciśnienia. W bloku AP1000 maksymalna moc tychże grzałek wynosi 1600 kW.

Moc obciążenia zapasowego agregatu prądotwórczego jest zależna od częstotliwości generatora, gdy agregat pracuje w trybie utrzymania stałej częstotliwości (ang. *isochronous mode*). Zmiany częstotliwości wytwarzanego przez generator napięcia przemiennego uzależnione są od zakresu dokładności regulacji silnika wysokoprężnego napędzającego agregat. Zmienność obciążenia generatora

można obliczyć za pomocą praw powinowactwa (ang. *affinity laws*). Prawa powinowactwa służą do wyrażania zależności między zmiennymi wpływającymi na wydajność pompy lub wentylatora (takimi jak wysokość podnoszenia, objętościowe natężenie przepływu, prędkość obrotowa wału) a mocą. Mają one zastosowanie do pomp, wentylatorów i turbin hydraulicznych. W tych urządzeniach obrotowych rzeczne prawa mają zastosowanie zarówno do przepływów odśrodkowych, jak i osiowych. Przy stałej średnicy wirnika przepływ jest wprost proporcjonalny do prędkości wału. Z kolei ciśnienie lub wysokość podnoszenia pompy jest proporcjonalna do kwadratu prędkości wału, moc zaś jest proporcjonalna do sześciu prędkości wału.

Zmiany generowanego napięcia mają wpływ na odbiorniki o stałym poborze prądu i stałej impedancji – patrz punkty c) i d) powyżej. Straty rezystancyjne w systemie dystrybucyjnym potrzeb własnych bloku należy oszacować dla wszystkich kabli i transformatorów zasilanych z agregatu. Mogą one wynosić nawet 0,5% wartości mocy znamionowej agregatu.

3. Regulacja prędkości obrotowej i synchronizacja

W trybie regulacji prędkości obrotowej agregatu służącej utrzymaniu zadanej wartości częstotliwości (ang. *isochronous speed control mode*) chwilowa wartość mocy dostarczanej przez agregat prądowórczy jest regulowana w odpowiedzi na zmiany obciążenia. Regulacja ta odbywa się poprzez układ sterowania silnika wysokoprężnego.

W trybie regulacji prędkości obrotowej z dostosowaniem prędkości (ang. *droop speed control mode*) regulator silnika zmienia moment obrotowy agregatu pracującego równolegle z zespołem innych agregatów lub z siecią elektroenergetyczną. Chwilowa moc silnika spalinowego jest sterowana w odpowiedzi na różnicę pomiędzy zadaną prędkością obrotową (częstotliwością) a częstotliwością sieci.

Regulacja prędkości obrotowej agregatu współpracującego ze „sztywną” siecią energetyki zawodowej z dostosowaniem prędkości obrotowej odnosi się w istocie do faktu, że energia dostarczana do generatora agregatu jest sterowana w odpowiedzi na różnicę pomiędzy zadaną prędkością obrotową a rzeczywistą prędkością wału agregatu. Aby zwiększyć moc wyjściową generatora, zwiększa się zadaną prędkość silnika spalinowego. Ponieważ jednak prędkość wirowania pracującego na tym samym wale generatora jest narzucona przez częstotliwość sieci, tylko różnica wynikająca z błędu regulatora daje pole do zwiększenia energii dostarczanej w danej chwili przez agregat.

W przypadku pracy wyspowej niewielkiej liczby generatorów synchronicznych pracujących równolegle w tej samej sieci (jest to np. przypadek zasilania potrzeb włas-

nych bloku elektrowni z agregatów prądowórczych przy braku zasilania z generatora głównego i z sieci energetyki) jeden z nich pracuje na ogół w trybie utrzymywania stałej częstotliwości (na ogół w małej sieci jest to maszyna o największej mocy). Inne generatory włączone do tej samej sieci pracują w trybie dostosowania prędkości obrotowej do częstotliwości narzuconej przez agregat pracujący w trybie utrzymywania jej stałej wartości. Jest to sytuacja pożądana, gdyż jeśli dwa lub więcej generatorów synchronicznych w tej samej sieci pracuje w trybie utrzymywania stałej wartości częstotliwości, wówczas zaczynają one „rywalizować” o kontrolę częstotliwości, co może skutkować niebezpiecznymi oscylacjami napięcia. W krajowej sieci energetyki zawodowej wszystkie maszyny synchroniczne pracują w trybie regulacji z dostosowaniem prędkości, gdyż żadna z nich nie jest w stanie znacząco zmienić wartości częstotliwości sieciowej. Znaczące oddziaływanie na częstotliwość w tym przypadku mają zjawiska przeciążenia całej sieci zbyt dużą mocą przyłączonych do niej odbiorników lub poważne stany zakłóceń w sieci związane np. ze zwarciami doziemnymi lub międzyfazowymi.

4. Podstawowe wymagania projektowe

Wymagania projektowe dla zapasowych agregatów prądowórczych mających zapewniać zasilanie prądem przemiennym w elektrowniach jądrowych określa norma IEC/IEEE 6332-387:2024 [4]. Warto zwrócić tu uwagę, że po raz pierwszy standard ten opublikowany w ubiegłym roku ujednolicił wymagania zarówno dla krajów respektujących wymagania IEC, jak i IEEE. Wymagania określone w normie dotyczą zdolności mechanicznych i elektrycznych, parametrów związanych z mocą agregatu z uwzględnieniem specyfiki zastosowania w układach zasilania zapasowego elektrowni jądrowej oraz interakcji z innymi jej systemami.

Szczegółowe wymagania projektowe mają zastosowanie do poszczególnych podstawowych elementów składowych agregatu, tj. silnika wysokoprężnego, generatora, systemów sterowania, zabezpieczeń i nadzoru związanych bezpośrednio z agregatem prądowórczym oraz instalacji prądu przemiennego i prądu stałego, a także systemu dystrybucji energii elektrycznej prądu przemiennego, z którą współpracuje agregat (patrz p. 4 pierwszej części niniejszego artykułu).

W przypadku większości amerykańskich elektrowni jądrowych II generacji wymagania projektowe określają, że zapasowy agregat prądowórczy musi zachowywać zdolność do pracy w trakcie i po każdym zdarzeniu projektowym, w okresie obowiązywania licencji na eksploatację elektrowni. Agregat musi być zdolny do wykonania 4000 rozruchów i skumulowanego czasu pracy wynoszącego 6000 godzin. Określa się przy tym zakresy temperatury,

wilgotności i ciśnienia atmosferycznego oraz warunki sejsmiczne. Dopuszczalny poziom napromieniowania może wynieść 1,04 Sv zintegrowanej dawki promieniowania gamma. Zdolność agregatu do pracy powinna być zapewniona po zadziałaniu zabezpieczeń przeciwpożarowych. Określa się rodzaj i jakość paliwa, a także dopuszczalny poziom zanieczyszczeń w powietrzu zasysanym przez silnik spalinowy, jak również jakość wody użytkowej wykorzystywanej w instalacjach agregatu [9].

Wymagania projektowe dotyczące rozruchu i przejęcia obciążenia odbiornikami energii elektrycznej przez agregat określają zakresy, w których muszą się mieścić wartości chwilowe napięcia i częstotliwości [9]:

- chwilowa wartość częstotliwości nie może obniżyć się poniżej 95% wartości znamionowej;
- chwilowa wartość częstotliwości powinna powrócić do wartości znamionowej $\pm 2\%$ w czasie krótszym niż 60% każdego interwału (zwykle jest to czas wynoszący 5 s) pomiędzy kolejnymi obciążeniami odbiornikami energii elektrycznej dla skokowego wzrostu obciążenia oraz w czasie krótszym niż 80% każdego interwału pomiędzy obciążeniami dla odłączenia największego obciążenia;
- przy największym odrzuceniu obciążenia prędkość agregatu nie powinna przekraczać prędkości znamionowej powiększonej o 75% różnicy między prędkością znamionową a nastawą wyzwalamą przekroczenie prędkości obrotowej lub 115% wartości znamionowej (w zależności od tego, która wartość jest niższa);
- przy 100% odrzuceniu obciążenia prędkość obrotowa agregatu nie powinna osiągnąć wartości równej nastawie zabezpieczenia przed przekroczeniem dopuszczalnej prędkości obrotowej;
- napięcie nie spadnie poniżej 75% wartości znamionowej oraz
- napięcie powinno zostać przywrócone w zakresie $\pm 10\%$ wartości znamionowej w czasie 60% każdego interwału obciążenia.

Przedział czasowy sekwencji obciążania agregatu kolejnymi odbiornikami energii elektrycznej musi być uzasadniony analizą, która wykaże, że jest on wystarczający, aby umożliwić przyspieszenie silników bez powodowania niedopuszczalnego spadku napięcia. Zazwyczaj wynosi on 5 s i powinien zawierać wystarczający margines (zapas) dla dokładności i powtarzalności logiki sterowania sekwencją obciążenia.

Agregat powinien być zdolny do rozruchu, przyspieszenia i przejęcia obciążenia projektowego w wymaganym czasie. Powinny być przy tym spełnione następujące warunki [9]:

- a. Uruchomienie agregatu z normalnego stanu gotowości do pracy.
- b. Uruchomienie agregatu bez chłodzenia, na czas wymagany do uruchomienia urządzeń odprowadzających z niego ciepło, gdy układy chłodzenia są zasilane z agregatu.

- c. Ponowne uruchomienie agregatu z początkową temperaturą silnika równą ciągłej znamionowej temperaturze pracy.
- d. Agregat powinien być zdolny do przenoszenia obciążenia projektowego przez czas konieczny do spełnienia wymagań związanych z bezpieczeństwem dla danego energetycznego bloku jądrowego.
- e. Agregat powinien być zdolny do przyjęcia obciążenia projektowego po okresie pracy z małym obciążeniem lub pracy bez obciążenia przez czas wymagany przez specyfikację urządzenia.
- f. Agregat powinien być zdolny do utrzymania określonego poziomu jakości energii: napięcia i częstotliwości na zaciskach generatora w granicach, które nie pogorszą warunków pracy żadnego z przyłączonych do niego odbiorników energii elektrycznej, poniżej ich minimalnych wymagań, w tym czasu trwania stanów przejściowych spowodowanych załączeniem i/lub wyłączeniem poszczególnych odbiorników.

5. Zabezpieczenia przekątnikowe agregatów prądotwórczych w bloku jądrowym

Szczególny charakter „misji” realizowanej przez zapasowe agregaty prądotwórcze w elektrowni jądrowej polegający na stałej gotowości do bardzo szybkiego rozruchu i niezawodnego podtrzymania zasilania niezbędnych układów bezpieczeństwa wpływa na konfigurację jego zabezpieczeń przekątnikowych.

Spalinowy silnik wysokoprężny chroniony jest przez:

- zabezpieczenie przed nadmierną prędkością obrotową (wynikłe np. z uszkodzenia regulatora silnika wysokoprężnego) ustawione na 115% wartości znamionowej prędkości obrotowej;
- zabezpieczenie przed uszkodzeniami wewnętrznymi silnika;
- zabezpieczenie przed niskim poziomem oleju smarowego;
- zabezpieczenie przed wysokim ciśnieniem w skrzyni korbowej;
- zabezpieczenie przed niskim poziomem ciśnienia na wylocie pompy płaszcza wodnego;
- zabezpieczenie przed wysokim poziomem ciśnienia na wylocie pompy płaszcza wodnego;
- zabezpieczenie przed ponownym uruchomieniem do chwili usunięcia usterki i ręcznego odblokowania przekątnika – symbol ANSI 86 (ang. *Diesel generator 86 lockout relay*).

Z kolei w skład zabezpieczeń generatora elektrycznego wchodzi:

- zabezpieczenie różnicowe reagujące na wystąpienie zwarcia wewnątrz uzwojeń generatora;
- zabezpieczenie nadprądowe;
- zabezpieczenie przed odwrotnym kierunkiem zasilania;
- zabezpieczenie podczęstotliwościowe;

- zabezpieczenie podnapięciowe;
- zabezpieczenie przeciwprzepięciowe;
- zabezpieczenie od utraty wzbudzenia;
- zabezpieczenie ziemnozwarciowe;
- zabezpieczenie przed nierównowagą faz (symbol ANSI 46, ang. *Phase Unbalance Protection*);
- przekaźnik kontroli synchronizacji;
- przekaźnik równoważenia napięcia (symbol ANSI 60, ang. *Voltage or Current Balance Relay*).

Podstawowe znaczenie dla bezpieczeństwa agregatu mają: zabezpieczenie przed nadmierną prędkością obrotową silnika spalinowego oraz zabezpieczenia różnicowe i nadprądowe generatora. Wobec pozostałych zabezpieczeń agregatu w przypadku wystąpienia zdarzeń projektowych (ang. *Design Basis Events*) stosuje się blokadę gdyż wyższy priorytet ma ochrona układu chłodzenia reaktora wobec ochrony samego agregatu. Jak wykazało doświadczenie eksploatacyjne elektrowni jądrowych, zadziałanie niektórych przekaźników zabezpieczeniowych powodowało niepotrzebne zatrzymanie agregatu prądotwórczego. Dlatego też istotne jest upewnienie się, czy błędne zadziałanie zabezpieczeń nie stanie na przeszkodzie w realizacji funkcji bezpieczeństwa realizowanej przez agregat w awaryjnym stanie pracy. Zastosowanie funkcji obejścia zabezpieczeń ma na celu umożliwienie maksymalnej dyspozycyjności agregatu w każdych warunkach eksploatacyjnych. Podczas prób oraz pracy w innych warunkach układy obejściowe zabezpieczeń nie są stosowane.

Osobne zagadnienie stanowi wpływ nastaw zabezpieczeń dużych silników indukcyjnych w obwodach napędów urządzeń potrzeb własnych na pracę agregatu. Nastawy zabezpieczeń nadprądowych powinny uwzględniać wartości spodziewanego prądu rozruchowego, tak by nie doprowadzać do niepotrzebnych wyłączeń napędów elektrycznych. Wychodzenie ze stanu przejściowego spowodowanego rozruchem dużych silników indukcyjnych lub utratą dużego obciążenia może wywołać wzrost prędkości obrotowej silnika wysokoprężnego, co może skutkować zadziałaniem zabezpieczenia i powodować jego wyłączenie (a tym samym utraty źródła zasilania ważnego dla bezpieczeństwa jądrowego). Podczas sekwencji włączania odbiorników na szyny rozdzielni, zasilone z agregatu prądotwórczego, powinno się zapewnić warunki dla regeneracji systemu zasilania pomiędzy kolejnymi krokami obciążania i następującymi po nich stanami przejściowymi.

W napędach elektrycznych w układach potrzeb własnych elektrowni jądrowej stosowane są niemal wyłącznie silniki indukcyjne z klatkowymi uzwojeniami wirnika. Silniki takie są najlepiej dostosowane do specyfiki pracy w elektrowni. Zapewniają one spełnienie zastrzonych wymagań oraz odznaczają się wysoką niezawodnością działania i prostym układem zasilania [8].

Moment obrotowy w typowym silniku indukcyjnym jest w przybliżeniu proporcjonalny do kwadratu napięcia. Zatem obniżenie poziomu napięcia do np. 80% wartości

znamionowej przekłada się na obniżenie momentu obrotowego do 64%. Aby zmniejszony moment obrotowy był akceptowalny, powinien być on nadal wystarczający dla przyspieszenia silnika do pełnej prędkości znamionowej. W praktyce przemysłowej akceptowalne jest obniżenie napięcia o 10–15% podczas rozruchu dużych silników przy zasilaniu z sieci energetycznej dużej mocy oraz maksymalnego obniżenia napięcia o 25–30% podczas rozruchu tych silników ze źródeł o ograniczonej mocy, takich właśnie jak zapasowe agregaty prądotwórcze. Duże silniki indukcyjne, które nie są wyposażone w koła zamachowe, mogą osiągnąć znamionową prędkość obrotową w czasie krótszym niż 5 sekund przy rozruchu ze stanu spoczynku i zasilaniu z agregatów prądotwórczych o odpowiedniej mocy, które są w stanie przywrócić napięcie na szynach zbiorczych do 90% napięcia znamionowego w ciągu około 1–2 sekund [9].

6. Kwalifikacja producenta dla agregatów klasy 1E

Jak już wspomniano, w większości istniejących elektrowni jądrowych zapasowe agregaty prądotwórcze klasyfikowane są jako urządzenia elektryczne klasy 1E (ang. *Class 1E*) – związane z bezpieczeństwem jądrowym, których działanie musi być zapewnione w trakcie wystąpienia i po wystąpieniu zdarzenia projektowego, w celu zapewnienia ochrony ludności i środowiska naturalnego. Do klasy 1E zalicza się systemy i komponenty niezbędne do awaryjnego wyłączenia reaktora, chłodzenia rdzenia, zapewnienia szczelności obudowy bezpieczeństwa i odprowadzania ciepła, a także zapobiegania znacznym uwolnieniom substancji radioaktywnych. Kwalifikacja urządzeń elektrycznych klasy 1E jest rygorystycznym procesem mającym na celu udowodnienie, że urządzenia mogą skutecznie spełniać swoje funkcje bezpieczeństwa. Kwalifikacja obejmuje kompleksowy program testów, analiz i przygotowania dokumentacji, w tym testy środowiskowe (odporności na promieniowanie i temperaturę), kwalifikację sejsmiczną oraz ocenę starzenia się (ciepłnego i mechanicznego) w celu potwierdzenia spełnienia kryteriów funkcjonalnych i projektowych przez cały okres eksploatacji urządzenia. Agregaty są projektowane i testowane tak, aby spełniały zarówno normalne warunki pracy, jak i warunki awaryjne, uwzględniając skutki starzenia się w długich okresach eksploatacyjnych.

Podstawowym zbiorem wymagań dla kwalifikacji jest zharmonizowana norma IEC/IEEE 60780-323:2016 [5]. Norma ta łączy wymagania poprzednich standardów IEC 60780 i IEEE 323 dotyczących kwalifikacji urządzeń elektrycznych w obiektach jądrowych. Dodatkowo zakres badań precyzuje norma IEC/IEEE 60980-344:2020 [7], która została opracowana w celu zharmonizowania wymagań IEC i IEEE dotyczących kwalifikacji sejsmicznej urządzeń związanych z bezpieczeństwem w obiektach jądrowych.

Kluczowym aspektem kwalifikacji jest potwierdzenie możliwości realizacji funkcji bezpieczeństwa przez dane urządzenie (część, podzespół, system) w określonym okresie normalnej eksploatacji, a także w warunkach wystąpienia ekstremalnych zdarzeń, takich jak trzęsienie ziemi, zalanie wodą, obecność promieniowania jonizującego i poważnych stanów awaryjnych w układach elektrowni.

Kwalifikacji urządzeń na potrzeby aplikacji jądrowych dokonuje się poprzez próby laboratoryjne (metoda preferowana), porównanie lub kombinację badań i porównania. Metodyka prób, typowa dla przemysłu jądrowego, przewiduje, że w pierwszej kolejności wykonywane są próby starzeniowe. Procedura badania ma na celu stworzenie warunków, w których komponent (część lub podzespół) agregatu jest sztucznie kondycjonowany w celu symulacji stanu, w jakim znajdzie się on w końcu okresu swojej oczekiwanej eksploatacji. W tym stanie komponent musi wykazać swoją zdolność do pełnienia funkcji bezpieczeństwa. Czynniki narażenia związane ze starzeniem się obejmują normalne starzenie termiczne, normalne starzenie radiacyjne, starzenie mechaniczne, starzenie wibracyjne itp. Jedną ze stosowanych metod jest zastosowanie symulowanego starzenia termicznego [12]. Inne istotne mechanizmy starzenia się należy uwzględnić poprzez analizę, symulację lub kombinację tychże metod. Ze względu na specyfikę miejsca zainstalowania agregatów prądotwórczych (poza zabudowaniami wyspy jądrowej elektrowni) badania radiacyjne, a w tym normalnego starzenia radiacyjnego, nie są wymagane i w tym przypadku wystarczy krótka analiza materiałowa [9].

Starzenie się eksploatacyjne uwzględnia obciążenia oddziałujące na element podczas jego użytkowania. Na przykład, zawór może być cyklicznie zamykany i otwierany tysiące razy w ciągu normalnego okresu użytkowania. Należy to uwzględnić w programie kwalifikacyjnym. Inne przykłady obejmują wielokrotne operowanie wyłącznikami, załączanie styczników itp.

Warto zwrócić tu uwagę, że pracujące agregaty prądotwórcze z silnikami wysokoprężnymi są same źródłem istotnego czynnika narażenia: wibracji oddziałujących na urządzenia, budynek i inne elementy elektrowni. W widmie częstotliwości drgań dominuje składowa harmoniczna związana z prędkością obrotową wału agregatu. Na przykład w przypadku silnika czterocylindrowego pracującego z prędkością 1500 obr./min, częstotliwość ta wynosi 50 Hz. Inne typowe częstotliwości drgań to częstotliwość podstawowa silnika oraz częstotliwość sieciowa (50 lub 60 Hz) i jej wielokrotności, a także składowe harmoniczne o niższej i wyższej częstotliwości, wynikające z niewyważenia mechanicznego komponentów mechanicznych i spalania paliwa w cylindrach silnika spalinowego. Wytyczne dotyczące środowiska wibracyjnego wewnątrz zabudowań elektrowni (ang. *in plant*) opisuje norma IEEE 382 [6].

Analizy i próby w obszarze oddziaływania drgań sejsmicznych i narażenia dynamicznego wymagane są praktycznie dla wszystkich urządzeń związanych z bezpieczeństwem. Kwalifikacja sejsmiczna/dynamiczna musi uwzględniać starzenie się sejsmiczne/dynamiczne, a także zdarzenia projektowe – wynikające z normalnej eksploatacji i awarii projektowych. Programy badań sejsmicznych obejmują zarówno trzęsienia ziemi w warunkach operacyjnych (ang. *Operating Basis Earthquake* – OBE), jak i trzęsienia ziemi powodujące bezpieczne wyłączenie elektrowni (ang. *Safe Shutdown Earthquake* – SSE). Norma IEEE/IEC 60980-344 [7] określa metodologię testów, analiz i oceny opartej na doświadczeniu. Ustanawia ona procedury, które mogą dostarczyć danych wykazujących, że agregat klasy 1E może spełnić wymagania dotyczące wydajności podczas i/lub po jednym trzęsieniu ziemi powodującym bezpieczne wyłączenie, poprzedzonym szeregiem trzęsień ziemi w warunkach eksploatacyjnych.

Środowisko drgań typowe dla trzęsień ziemi wytwarza trójwymiarowe, losowe ruchy gruntu, charakteryzujące się jednoczesnymi, ale statycznie niezależnymi składowymi poziomymi i pionowymi. Silne ruchy gruntu podczas trzęsienia ziemi trwają na ogół od 10 do 15 sekund, chociaż całe zdarzenie może trwać znacznie dłużej. Ruch gruntu jest zazwyczaj szerokopasmowy i losowy, powodując potencjalnie szkodliwe skutki w zakresie częstotliwości od 1 Hz do 33 Hz [1].

Poszczególne części i podzespoły agregatu po wykonaniu procedur mających na celu ich „postarzenie” (np. starzenie termiczne) umieszczane są na odpowiednich konstrukcjach wsporczych odwzorowujących miejsca zainstalowania w rzeczywistym agregacie i poddawane testom sejsmicznym na stołach wibracyjnych. Dla komponentów związanych z bezpieczeństwem konieczne jest wykonanie analiz lub prób w celu wykazania, że ich potencjalne uszkodzenie podczas wstrząsów sejsmicznych nie wpłynie negatywnie na realizację funkcji bezpieczeństwa. Dla komponentów niezwiązanych z bezpieczeństwem konieczna jest analiza lub wykonanie prób, by wykazać, że ich potencjalne uszkodzenie nie wpłynie negatywnie na realizację funkcji bezpieczeństwa realizowanych przez kompletny agregat.

Kwalifikacja prowadzona przez producenta urządzenia obejmuje analizę, testy i dokumentację. W momencie opuszczenia zakładu produkcyjnego agregat powinien być w pełni sprawny i kwalifikowany do eksploatacji w klasie 1E. Dokumentacja kwalifikacyjna powinna być zgodna z normą międzynarodową IEC/IEEE 60780-323:2016 [5] i zawierać następujące elementy:

- dane eksploatacyjne i środowiskowe;
- tabelę klasyfikacji wszystkich komponentów jako związanych lub niezwiązanych z bezpieczeństwem jądrowym;
- analizę/uzasadnienie dla komponentów niezwiązanych z bezpieczeństwem;

- tabelę klasyfikacji komponentów związanych z bezpieczeństwem;
- dane dla przeprowadzenia prób silnika spalinowego, generatora, układów: sterowania, wzbudzenia, regulacji prędkości obrotowej oraz innych komponentów, w tym dane dla przeprowadzenia ich kwalifikacji sejsmicznej;
- dane historyczne/uzasadnienie dla elementów wymagających okresowej wymiany (np. uszczelki, wkładów filtrów itp.).

W przypadku części agregatu, których uszkodzenie podczas eksploatacji może być rezultatem procesów starzeniowych, konieczne jest przeprowadzenie badań służących określeniu ich kwalifikowanego czasu życia. Wobec części, co do których zakłada się, że nie będą podlegać starzeniu, sporządza się uzasadnienie, dlaczego w danych okolicznościach nie będą podlegać procesom starzeniowym.

Próby fabryczne spalinowego silnika wysokoprężnego przeprowadza się na hamowni z dynamometrem i wodnym układem hamowania lub pod obciążeniem wnoszonym przez generator elektryczny. Próby prowadzone są dwuetapowo: najpierw przeprowadza się test mający na celu dotarcie silnika (proces dopasowywania się ruchomych elementów silnika, aby części mechanicznie ułożyły się do siebie, co wpływa na żywotność silnika), a następnie próbę osiągową, podczas którego dokonuje się pomiarów [9]:

- prędkości obrotowej;
- mocy hamowania;
- jednostkowego zużycia paliwa podczas hamowania (ilości paliwa zużywanego na jednostkę mocy generowanej na wale korbowym);
- ciśnienia i temperatury kolektora dolotowego;
- temperatury spalin poszczególnych cylindrów;
- temperatury spalin turbosprężarki;
- temperatury i ciśnienia na wlocie i wylocie chłodziwa do/z płaszcza wodnego;
- temperatury oleju smarowego na wlocie i wylocie z silnika;
- ciśnienia oleju smarowego w kolektorze dolotowym (na wlocie do silnika);
- zawartości ciepła w objętości paliwa;
- ciśnienia barometrycznego i temperatury powietrza dolotowego.

Próby generatora synchronicznego przeprowadza się zgodnie z normami międzynarodowymi IEC 60034 (seria międzynarodowych norm dotyczących maszyn elektrycznych wirujących) [3] lub normą amerykańską NEMA MG 1 [11]. Próby dotyczą m.in. układów wzbudzenia i sterowania generatora.

Całkowicie zmontowany agregat prądotwórczy poddawany jest **próbom wstępnym**: rozruchu, obciążenia, zdolności do przejmowania obciążeń oraz pracy w warunkach przeciążenia. Próby wstępne wchodzi w zakres programu badań typu agregatu, który nie był dotychczas instalowany jako zapasowe źródło zasilania w elektrowniach jądrowych.

Próby wykonuje się po zakończonym programie badań kwalifikacyjnych. Próby początkowe obciążenia agregatu służą wykazaniu jego zdolności do przenoszenia obciążeń znamionowych przy znamionowym współczynniku mocy przez określony czas, a także do wykazania jego zdolności do skutecznego odrzucenia obciążenia. Na pierwszym etapie prób agregat obciążany jest mocą znamionową do osiągnięcia przez silnik wysokoprężny temperatury równowagi, przy której wytwarzane przez niego ciepło staje się równe ciepłu rozpraszalnemu do otoczenia przez układ chłodzenia. W drugim kroku agregat obciążany jest mocą znamionową przez 2 godziny. Po pomyślnym przejściu tego testu agregat obciąża się mocą znamionową na 22 godziny. Kolejnym etapem jest próba odrzucenia obciążenia, w której kryterium akceptacji stanowi nieprzekroczenie wartości prędkości obrotowej większej niż 75% różnicy pomiędzy prędkością znamionową a prędkością maksymalną ustawioną w zabezpieczeniu zapobiegającym przed rozbiegnięciem się agregatu lub 15% powyżej prędkości znamionowej, w zależności od tego, która wartość jest niższa. Ostatni etap próby stanowi praca z małym obciążeniem lub bez obciążenia, po której agregat obciążany jest w co najmniej 50% przez minimum 30 minut.

Kolejną próbą jest **100-krotne powtórzenie testu rozruchu i przejęcia obciążenia**. Agregat jest uruchamiany, a następnie przyspiesza, osiągając ustalone wartości częstotliwości i napięcia na zaciskach generatora. Kolejno przejmując obciążenie odbiornikiem energii elektrycznej o mocy powyżej połowy obciążenia znamionowego agregatu o charakterze rezystancyjnym lub rezystancyjno-indukcyjnym. Przynajmniej 90 spośród tych testów powinno być wykonane na agregacie, znajdującym się przed uruchomieniem w stanie „gorącej” gotowości (ang. *warm standby*) do pracy, w którym temperatura chłodziwa w płaszczy wodnym oraz temperatura oleju smarowego są równie bądź mniejsze od wartości zalecanych przez producenta silnika spalinowego. Po przyłożeniu obciążenia agregat prądotwórczy powinien kontynuować pracę, przy odchyłce temperatur wody w płaszczy i temperatury oleju smarowego $\pm 5,5^{\circ}\text{C}$ względem temperatury pracy dla danej wartości obciążenia. W co najmniej dziesięciu testach temperatury chłodziwa i oleju przed uruchomieniem agregatu powinny być wyrównane z temperaturą otoczenia i po obciążeniu nie przekraczać temperatury określonej dla danego obciążenia z dopuszczalną odchyłką $\pm 5,5^{\circ}\text{C}$.

Następnie wykonywane są dwie **próby przeciążeniowe** polegające na obciążeniu agregatu odbiornikiem o mocy o 10% większej od największej mocy przejmowanej przez agregat w pojedynczej sekwencji obciążania. Wahania częstotliwości i napięcia podczas tej próby mogą przekraczać wartości określone dla systemu zasilania potrzeb własnych bloku. Kryterium akceptacji dla tychże prób jest zdolność generatora agregatu do przeciążenia, co odpowiadać ma rzeczywistym warunkom obciążenia silnikiem

indukcyjnym o niskim współczynniku mocy i wysokiej wartości prądu rozruchowego napędzającym pompę wodną w układach potrzeb własnych, bez wystąpienia niestabilności napięcia na zaciskach generatora lub jego niezdolności do powrotu do ustalonego stanu pracy. Podczas próby przeciążenia silnik spalinowy musi się wykazać odpowiednim zapasem momentu obrotowego pozwalającym na uniknięcie jego wyłączenia się.

W kontekście **badan starzeniowych** części i podzespoły agregatu prądotwórczego dzielone są na dwie grupy: niezbędne do zapewnienia bezpieczeństwa i nie wymagane do realizacji funkcji bezpieczeństwa. W pierwszym przypadku konieczne jest uwzględnienie możliwości wystąpienia uszkodzeń o wspólnej przyczynie będących rezultatem procesów starzeniowych i poddanie określonych komponentów badaniom starzeniowym, zaś w drugim części i podzespoły niezwiązane z bezpieczeństwem wymagają weryfikacji, czy ich potencjalnie wadliwe działanie nie pogorszy funkcji związanych z bezpieczeństwem, co można sprawdzić poprzez próby lub analizy.

7. Próby agregatu w miejscu zainstalowania

Próby agregatu (ang. *Site Testing*) w miejscu zainstalowania, tj. w energetycznym bloku jądrowym są opisane w normie IEC/IEEE 63332-387:2024 [4]. Można je podzielić na:

- próby odbiorcze (ang. *Site acceptance testing*);
- próby przedeksploatacyjne (ang. *Pre-operational testing*);

- próby eksploatacyjne (ang. *Operational testing*).

Po zainstalowaniu agregatu i jego instalacji towarzyszących oraz integracji z instalacjami energetycznego bloku jądrowego przeprowadza się zestaw następujących **prób odbiorczych**:

- próba rozruchu agregatu;
- próba przejęcia obciążenia odbiorników potrzeb własnych bloku;
- próba pracy z obciążeniem znamionowym;
- próba zrzutu obciążenia;
- próba działania poszczególnych systemów agregatu, łącznie z instalacjami elektrycznymi;
- próby niezawodnościowe;
- próba utraty zasilania zewnętrznego LOOP (ang. *Loss Of Offsite Power*);
- próba sygnału aktywacji systemu wtrysku bezpieczeństwa SIAS (ang. *Safety Injection and Actuation System*).

Próby przedeksploatacyjne obejmują:

- próby niezawodnościowe składające się z 25 udanych rozruchów i przejęcia obciążenia;
- próbę utraty zasilania zewnętrznego LOOP;
- połączoną próbę LOOP i SIAS (patrz powyżej);
- próbę synchronizacji;
- próbę gorącego ponownego rozruchu;
- próbę długotrwałej pracy z obciążeniem;
- próbę zrzutu obciążenia.

Próby eksploatacyjne prowadzone są przez cały okres eksploatacji agregatu prądotwórczego. Co miesiąc przeprowadza się rozruch agregatu i próbę pracy z obciążeniem (fot. 3, 4).



Fot. 3. Inspektor U.S. Nuclear Regulatory Commission podczas przeglądu zapasowego agregatu prądotwórczego w Elektrowni Jądrowej Beaver Valley w Pensylwanii (Fot. U.S. NRC).

Photo 3. U.S. Nuclear Regulatory Commission inspector at Emergency Diesel Generator in Beaver Valley Nuclear Power Station in Pennsylvania (photo: U.S. NRC).



Fot. 4. Silnik wysokoprężny agregatu prądotwórczego Delaval Enterprise o mocy jednostkowej 7,7 MW. Jednostki tego typu zainstalowane w starszych blokach Elektrowni Jądrowej Vogtle 1 i 2 z lat 1980. są największe w amerykańskiej energetyce jądrowej (fot. U.S. NRC).

Photo 4. The engine of a Delaval Enterprise EDG with rated power 7.7 MW. Emergency Diesel Generators of this type installed in the older units of the Alvin W. Vogtle Electric Generating Plant (1 and 2), built in the 1980s, are the largest in the U.S. nuclear power industry (photo: U.S. NRC).

Podczas próby agregat dostarcza energii do obwodów potrzeb własnych elektrowni, poprzez które może on oddać wyprodukowaną energię elektryczną do sieci energetyki zawodowej.

W elektrowniach z reaktorami lekkowodnymi (PWR, BWR) większy zestaw prób eksploatacyjnych zapasowych agregatów prądotwórczych przeprowadza się podczas każdego przestoju związanego z wymianą paliwa jądrowego, w odstępach 18–24-miesięcznych. Prowadzi się wówczas próby rozruchu i pracy z obciążeniem, połączoną próbę LOOP i SIAS, próbę zrzutu obciążenia, próbę gorącego ponownego rozruchu, próbę synchronizacji, próbę obejścia zabezpieczeń i próbę ręcznego sterowania poszczególnych systemów (fot. 5).

8. Agregaty prądotwórcze stanowiące część wyposażenia FLEX

Doświadczenia wyniesione z wypadku w Elektrowni Jądrowej Fukushima Daiichi w 2011 roku spowodowały opracowanie i upowszechnienie tzw. strategii FLEX (ang. *Diverse and FLEXible Coping Strategies*) zorientowanej na poprawę zdolności obiektu jądrowego do radzenia sobie

z poważnymi awariami wykraczającymi poza założenia projektowe (ang. *Beyond Design Basis Accidents*). Strategia polega na utrzymywaniu wspólnych dla grupy obiektów jądrowych magazynów przenośnego sprzętu przeznaczonego do wykorzystania w sytuacji awaryjnej – przede wszystkim w celu zapewnienia dostawy wody i energii elektrycznej z zewnątrz bloku jądrowego do jego instalacji wewnętrznych. Sprzęt ten przeznaczony jest do utrzymania krytycznych funkcji bezpieczeństwa, takich jak chłodzenie rdzenia i wypalonego paliwa, podczas zdarzeń zewnętrznych wykraczających poza założenia projektowe, takich jak trzęsienia ziemi, wiatr huraganowy, powódź, ekstremalnie niskie lub ekstremalnie wysokie temperatury otoczenia i inne zjawiska specyficzne dla poszczególnych lokalizacji. Lista urządzeń obejmuje m.in. przewoźne agregaty prądotwórcze, pompy, sprężarki, baterie akumulatorów, różnego rodzaju węże i kable przyłączeniowe itp., ale również sprzęt do usuwania gruzu (np. spychacze), tymczasowej ochrony przeciwpowodziowej i gaszenia pożaru (fot. 6). Sprzęt jest składowany i chroniony w bezpiecznym magazynie – pod tzw. kopułą FLEX (ang. *FLEX dome*, fot. 7), aby zapewnić jego gotowość do użycia po poważnym zdarzeniu zewnętrznym – np. huraganie czy trzęsieniu ziemi. Kluczową wytyczną jest to, że musi być



Fot. 5. Inspektorzy NRC (od lewej do prawej): Robert Krsek, Annie Kammerer i Steve Campbell dokonują przeglądu zapasowych agregatów prądotwórczych w elektrowni jądrowej Kewaunee w Wisconsin (fot. U.S. NRC).

Photo 5. NRC inspectors Robert Krsek, Annie Kammerer and Steve Campbell (left to right) checking emergency diesel generators at the Kewaunee Power Station in Wisconsin (photo: U.S. NRC).



Fot. 6. Przewoźny sprzęt FLEX we wnętrzu magazynu w Elektrowni Jądrowej Vogtle (fot. Southern Nuclear).

Photo 6. Mobile FLEX equipment stored inside a warehouse at the Alvin W. Vogtle Electric Generating Plant (photo: Southern Nuclear).



Fot. 7. Kopuła magazynu FLEX stanowi dość dobre zabezpieczenie magazynu przed katastrofami naturalnymi – np. huraganami (fot. Southern Nuclear).

Photo 7. The FLEX warehouse dome provides relatively good protection for the warehouse against natural disasters – e.g. hurricanes (photo: Southern Nuclear).

o jeden zestaw sprzętu więcej niż jednostek na miejscu (N+1), aby zapewnić dodatkowy poziom ochrony.

Agregaty prądotwórcze wchodzące w skład zestawów FLEX obejmują zarówno jednostki napędzane silnikami Diesla, jak i jednostki z napędem turbinowym. Agregaty o różnej mocy znamionowej są najczęściej zabudowane na podwoziu kołowym, umożliwiającym holowanie przez samochód. Mogą być one również przewożone na większe odległości drogą powietrzną za pomocą samolotów i śmigłowców.

Dla umożliwienia łatwego podłączenia zewnętrznych źródeł energii elektrycznej i wody istniejące energetyczne bloki jądrowe zostały wyposażone w przyłącza tych mediów umieszczone na zewnętrznych ścianach zabudowań (fot. 8). W przypadku agregatów prądotwórczych są to gniazda wtykowe pozwalające na podłączenie zewnętrznego agregatu za pomocą kabli (patrz fot. 8). Gniazda te mogą być również wyposażone we wskaźnik zgodności faz prądu przemiennego, aby uniknąć błędnego przyłączenia.

9. Rozwiązania alternatywne wobec agregatów dieslowskich

Agregaty z silnikami wysokoprężnymi stanowią obecnie standardowe, w pełni zadowalające rozwiązanie techniczne o ogromnej dojrzałości i niezawodności zapewniające energetycznym blokom jądrowym lokalne źródła energii elektrycznej o względnie dużej mocy. Czy jednak istnieją dla nich możliwe rozwiązania alternatywne – nowocześniejsze i bardziej przyjazne środowisku naturalnemu?

Przykładem działającego od lat rozwiązania alternatywnego jest amerykańska Elektrownia Jądrowa Oconee Nuclear Station zlokalizowana nad brzegiem jeziora Keowee w pobliżu miejscowości Seneca w Południowej Karolinie. Ten trójblokowy obiekt o mocy około 2,5 GW wyposażony w reaktory typu PWR firmy Babcock & Wilcox jest jedyną w USA elektrownią jądrową, niewykorzystującą zapasowych agregatów prądotwórczych z silnikami Diesla. Zamiast nich zastosowano dwie turbiny wodne zainstalowane w pobliskiej hydroelektrowni Keowee. W przypadku awarii obu tych jednostek zasilanie awaryjne może być alternatywnie dostarczane z generatorów napędzanych turbinami gazowymi w pobliskiej elektrowni Lee. Połączenie z oboma źródłami zasilania zapasowego zrealizowane jest za pomocą wydzielonych linii kablowych, niezależnych od połączeń elektrowni jądrowej z miejscowym systemem przesyłowym.

Agregaty napędzane turbinami gazowymi są prawdopodobnie jednym z najlepszych rozwiązań alternatywnych dla agregatów dieslowskich. Na przykład w projekcie dużego energetycznego bloku jądrowego APWR-1700 z reaktorem wodno-ciśnieniowym trzeciej generacji firmy Mitsubishi Heavy Industries projektowanym w pierwszej dekadzie obecnego stulecia na rynek japoński i amerykański przewidziano zastosowanie agregatów napędzanych turbinami gazowymi. Przewidziano zastosowanie 4 ciągów zasilania zapasowego, każdy wyposażony w jeden agregat z turbiną gazową. Każdy z ciągów zasilania może obsłużyć 50% obciążenia dedykowanych układów potrzeb własnych. Choć czas rozruchu turbiny jest nieco dłuższy niż czas rozruchu silnika wysokoprężnego o podobnej mocy,



Fot. 8. Inspektorzy NRC w Elektrowni Jądowej Palo Verde w pobliżu Tonopah w Arizonie przy przyłączach elektrycznych umożliwiających podłączenie przewoźnych agregatów prądotwórczych należących do wyposażenia awaryjnego FLEX (fot. U.S. NRC).

Photo 8. NRC inspectors at the Palo Verde Generating Station near Tonopah, Arizona, at electrical connections for the FLEX portable emergency generators (photo: U.S. NRC).

konstruktorzy APWR-1700 zdecydowali się na ten rodzaj napędu, przyjmując, że większy margines czasu na uruchomienie układu wtrysku ciśnieniowego do reaktora zapewni zaawansowany system wtrysku wody borowej ze zbiorników z akumulatorami ciśnienia. Uznano jednocześnie, że prostsza niż w przypadku silników Diesla konstrukcja i układy pomocnicze generatorów z turbinami gazowymi przełożą się na łatwiejszą konserwację i zmniejszą koszty eksploatacyjne. Niestety załamanie branży energetyki jądowej po katastrofie w Fukushima przerwało rozwój projektu APWR-1700.

Inną konsekwencją wypadku w Fukushima stało się z kolei wzmocnienie systemów zasilania zapasowego we francuskich elektrowniach jądowych. Oprócz zainstalowania dodatkowych agregatów dieslowskich (po jednym dużym agregacie na każdy z bloków plus jednym mniejszym) wprowadzono także turbinowe agregaty prądotwórcze: po jednym na każdą z elektrowni wieloblokowych z reaktorami typów P4 i N4 o jednostkowej mocy elektrycznej około 1450 MW. Pierwotnie instalowano je także w elektrowniach z blokami typów CP1 i CP2 o jednostkowej mocy elektrycznej około 900 MW, gdzie docelowo jednak wprowadzono dodatkowe agregaty z silnikami Diesla. Zastosowano agregaty z silnikami turbinowymi Hispano-Suiza o mocy elektrycznej 4 MW lub 7 MW (dwa

różne typy). Zespół o mocy elektrycznej 4 MW charakteryzuje się mocą mechaniczną turbiny 5,6 MW i jej prędkością obrotową wynoszącą 11 700 obr./min. Rozruch agregatu turbinowego realizowany jest z wykorzystaniem pomocniczego tłokowego silnika wysokoprężnego Cummins (o mocy 223 kW przy prędkości obrotowej 3000 obr./min).

Kolejnym źródłem energii o dużej mocy mogącym się stać alternatywnym rozwiązaniem wobec agregatów prądotwórczych z silnikami Diesla mogą być nowoczesne układy ogniw paliwowych PEM (ang. *Proton Exchange Membrane*), wykorzystujących paliwo wodorowe. Instalacje o mocy do 100 kVA były już testowane we francuskiej energetyce jądowej przez EDF.

10. Podsumowanie

Z wysoką dozą prawdopodobieństwa można przypuszczać, że pozycja agregatów prądotwórczych z silnikami Diesla, jako wiodącego rozwiązania technicznego dla zapasowych źródeł zasilania prądu przemiennego w elektrowniach jądowych, będzie przez najbliższe dziesięciolecia niezachwiana. Decyduje o tym przede wszystkim poziom dojrzałości technicznej osiągnięty przez ponad 120 lat rozwoju

spalinowych silników wysokoprężnych, ale również swoisty konserwatyzm branży jądrowej bazującej na rozwiązaniach sprawdzonych, powtarzalnych i potwierdzonych procesami certyfikacyjnymi prowadzonymi przez instytucje dozoru. Agregaty pozostaną niezbędnymi elementami wyposażenia elektrowni, także po szerokim upowszechnieniu się energetycznych bloków jądrowych generacji III/III+, a również małych reaktorów modułowych wykorzystujących pasywne systemy bezpieczeństwa.

Podziękowania

Autor serdecznie dziękuje Panu doc. dr. inż. Wojciechowi Urbańskiemu z Zakładu Napędu Elektrycznego Instytutu Sterowania i Elektroniki Przemysłowej Politechniki Warszawskiej za cenne konsultacje i pomoc przy opracowaniu niniejszego artykułu.

Notka o autorze

Dr inż. Jacek Nowicki – absolwent Wydziału Elektrycznego Politechniki Warszawskiej z 1988 roku. W tej uczelni w 1996 roku obronił doktorat 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 r.).

Literatura

1. Chapman G., Murray P., *2025 Application of IEEE Standards in the Execution of AP1000 in Poland*, prezentacja podczas Warsztatów technicznych – jakościowych dla polskiego przemysłu pod kątem wykonywania prac dla energetyki jądrowej organizowanych przez IGEOS Nuclear, 6-8 października 2025.
2. Egli R.S. *AP1000 Electrical Systems*, prezentacja podczas Warsztatów technicznych – jakościowych dla polskiego przemysłu pod kątem wykonywania prac dla energetyki jądrowej organizowanych przez IGEOS Nuclear, 6-8 października 2025.
3. IEC 60034, *Rotating electrical machines* (wieloczęściowa rodzina norm IEC dotyczących elektrycznych maszyn wirujących).
4. IEC/IEEE 63332-387:2024. *International Standard for Nuclear facilities – Electrical power systems – Diesel generator units applied as standby power sources*.
5. IEC/IEEE 60780-323:2016. *IEC/IEEE International Standard – Nuclear facilities – Electrical equipment important to safety – Qualification*.
6. IEEE 382-2019. *IEEE Standard for Qualification of Safety-Related Actuators for Nuclear Power Generating Stations and Other Nuclear Facilities*.
7. IEEE/IEC 60980-344:2020, *IEEE/IEC International Standard – Nuclear facilities – Equipment important to safety – Seismic qualification*.
8. Janiczek R.S., *Eksploatacja elektrowni parowych*, Wydawnictwa Naukowo-Techniczne, Warszawa 1992.
9. Mazzoni O.S., *Electrical Systems for Nuclear Power Plants*, IEEE Press / John Wiley & Sons, Hoboken, New Jersey, USA, 2019.
10. Mroczkowski Z., *Układy elektryczne potrzeb własnych elektrowni parowych*, Wydawnictwa Naukowo-Techniczne, Warszawa 1968.
11. NEMA MG 1: *Motors and Generators*. National Electrical Manufacturers Association.
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.
13. Pawlik M., Skierski J., *Układy i urządzenia potrzeb własnych elektrowni*, Wydawnictwa Naukowo-Techniczne, Warszawa 1986.

Prawne i organizacyjne aspekty nadzoru wewnętrznego inspektora ochrony radiologicznej

Legal and organizational aspects of internal supervision by the radiation protection inspector

Łukasz Młynarkiewicz
Uniwersytet Pomorski w Słupsku, Polska

Streszczenie: W artykule przedstawiono kluczowe prawne i organizacyjne aspekty funkcjonowania wewnętrznego nadzoru sprawowanego przez inspektora ochrony radiologicznej (IOR) w jednostkach organizacyjnych prowadzących działalność związaną z narażeniem na promieniowanie jonizujące. Analizie poddano status prawny IOR, wynikający z ustawy z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe, ze szczególnym uwzględnieniem relacji pomiędzy inspektorem a kierownikiem jednostki organizacyjnej. Podkreślono, że obowiązek zatrudniania wykwalifikowanego inspektora, posiadającego uprawnienia nadane przez Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki (lub Głównego Inspektora Sanitarnego w jednostkach ochrony zdrowia), jest fundamentalnym wymogiem ustawy – Prawo atomowe. Podkreślono dychotomię, w której ostateczna odpowiedzialność prawna za stan bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej spoczywa na kierowniku jednostki organizacyjnej, podczas gdy IOR pełni funkcje nadzorcze i doradcze. Szczegółowo omówiono otwarty katalog obowiązków IOR, wynikający z art. 7² i art. 7a ustawy – Prawo atomowe, grupując je w pięć obszarów funkcjonalnych, to jest: 1) zarządzanie systemem ochrony radiologicznej, 2) nadzór operacyjny i techniczny, 3) nadzór nad ochroną pracowników, 4) funkcje doradcze i eksperckie oraz 5) prewencja i reagowanie awaryjne. Artykuł podkreśla międzynarodowy kontekst omawianych regulacji, analizując polski model hybrydowy IOR w odniesieniu do wymogów Dyrektywy Rady 2013/59/Euratom oraz standardów Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej, w tym w relacji do funkcji eksperta (RPE) i inspektora (RPO) ochrony radiologicznej. Zwrócono uwagę, że niedopełnienie obowiązku zatrudniania IOR może prowadzić do negatywnych skutków dla ochrony zdrowia pracowników i ogółu ludności, a przewidziane sankcje w postaci administracyjnych kar pieniężnych po stronie kierownika lub jednostki organizacyjnej pełnią zarówno funkcję prewencji indywidualnej, jak i generalnej. Opierając się na analizie wyzwań organizacyjnych, takich jak potencjalny konflikt interesów, w artykule sformułowano również postulaty *de lege ferenda*, m.in. w zakresie statutowego umocowania IOR w strukturze organizacyjnej oraz zakazu łączenia stanowisk. W konkluzji stwierdzono, że IOR stanowi kluczowy, wysoko wykwalifikowany element systemu ochrony radiologicznej, będąc faktycznym gwarantem bezpieczeństwa, a polskie regulacje w tym zakresie stanowią skuteczną implementację międzynarodowych norm oraz dobrych praktyk.

Słowa kluczowe: Prawo atomowe, inspektor ochrony radiologicznej, IOR, bezpieczeństwo jądrowe, promieniowanie jonizujące.

Abstract: The article presents the key legal and organizational aspects of the functioning of internal supervision exercised by the Radiological Protection Officer (IOR) in organizational units conducting activities involving exposure to ionizing radiation. The legal status of the IOR, arising from the Act of 29 November 2000 – Atomic Law, was analyzed, with particular emphasis on the relationship between the officer and the head of the organizational unit. It was emphasized that the obligation to appoint a qualified officer, holding authorization granted by the President of the National Atomic Energy Agency (or the Chief Sanitary Inspector in health care units), is a fundamental requirement of the Atomic Law. A dichotomy was highlighted,

in which the ultimate legal responsibility for the state of nuclear safety and radiological protection rests with the head of the organizational unit, while the IOR performs supervisory and advisory functions. The open-ended catalogue of the IOR's duties, derived from Art. 7² and Art. 7a of the Atomic Law, was discussed in detail, grouping them into five functional areas: management of the radiological protection system, operational and technical supervision, supervision of workers' protection, advisory and expert functions, and prevention and emergency response. The article underscores the international context of the regulations discussed, analyzing the Polish hybrid model of the IOR in relation to the requirements of Council Directive 2013/59/Euratom and the standards of the International Atomic Energy Agency, including its relationship to the functions of the Radiation Protection Expert (RPE) and the Radiation Protection Officer (RPO). Attention was drawn to the fact that failure to fulfill the obligation to appoint an IOR may lead to negative consequences for the health protection of workers and the general public, and the provided sanctions, in the form of administrative financial penalties imposed on the head or the organizational unit, serve both an individual and general prevention function. Based on an analysis of organizational challenges, such as a potential conflict of interest, the article also formulates de lege ferenda postulates, including the statutory positioning of the IOR within the organizational structure and a prohibition on combining posts. In conclusion, it was stated that the IOR constitutes a key, highly qualified element of the radiological protection system, being the de facto guarantor of safety, and that Polish regulations in this area constitute an effective implementation of international standards and good practices.

Keywords: Atomic Law, radiological protection officer, IOR, RPO, nuclear safety, ionizing radiation.

Wprowadzenie

Zapewnienie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej stanowi fundamentalne wyzwanie dla każdego państwa wykorzystującego energię atomową w celach pokojowych. System ochrony opiera się na wielopoziomowej strukturze, obejmującej zarówno nadzór państwowy, sprawowany przez wyspecjalizowane organy dozoru jądrowego, jak i mechanizmy kontroli wewnętrznej, funkcjonujące bezpośrednio w jednostkach organizacyjnych prowadzących działalność związaną z narażeniem na promieniowanie jonizujące. Kluczowym elementem tego drugiego filaru jest nadzór wewnętrzny, rozumiany jako zbiór systematycznych działań podejmowanych na poziomie organizacji w celu zapewnienia zgodności z obowiązującymi przepisami i procedurami wewnętrznymi oraz wdrożenia i utrzymania wysokiej kultury bezpieczeństwa.

Celem niniejszego artykułu jest analiza prawnych i organizacyjnych aspektów statusu oraz zadań inspektora ochrony radiologicznej (IOR) na gruncie prawa polskiego oraz wspólnotowego¹. Zgodnie z art. 7 ust. 3 ustawy z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe² [14] IOR jest centralną postacią wewnętrznego nadzoru nad przestrzeganiem wymagań ochrony radiologicznej, w jednostkach organizacyjnych wykonujących działalność wymagającą zezwolenia. Instytucja IOR, uregulowana w przepisach ustawy – Prawo atomowe oraz rozporządzeniu Rady

Ministrów z dnia 5 marca 2021 r. w sprawie inspektorów ochrony radiologicznej³ [15], stanowi przykład implementacji międzynarodowych standardów do krajowego porządku prawnego. Jej funkcjonowanie jest ściśle powiązane z ramami normatywnymi Europejskiej Wspólnoty Energii Atomowej, w szczególności z Dyrektywą Rady 2013/59/Euratom z dnia 5 grudnia 2013 r. ustanawiającą podstawowe normy bezpieczeństwa w celu ochrony przed zagrożeniami wynikającymi z narażenia na działanie promieniowania jonizującego⁴ [12, 13], która wprowadziła rozróżnienie na funkcje eksperta ochrony przed promieniowaniem (RPE, ang. *Radiation Protection Expert*) i inspektora ochrony radiologicznej (RPO, ang. *Radiation Protection Officer*). Analiza polskiego modelu IOR w tym międzynarodowym kontekście, z uwzględnieniem standardów Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA), pozwala na ocenę jego spójności, kompletności i efektywności⁵ [9].

W artykule przedstawiona zostanie złożona relacja prawna pomiędzy IOR a kierownikiem jednostki organizacyjnej, charakteryzująca się specyficznym podziałem ról, gdzie nadzór i doradztwo eksperckie są oddzielone od ostatecznej odpowiedzialności decyzyjnej oraz prawnej. Szczegółowej egzegezie poddany zostanie również katalog obowiązków IOR, ukazujący szeroki i wieloaspektowy charakter jego zadań, od kwestii czysto technicznych, przez proceduralne, aż po kluczową rolę w budowaniu kultury

¹ Chodzi tu o akty stanowiące przez Europejską Wspólnotę Energii Atomowej, przyjmowane na podstawie Traktatu ustanawiającego Europejską Wspólnotę Energii Atomowej (Euratom), podpisanego w Rzymie dnia 25 marca 1957 r. (Dz. Urz. UE C 203 z 7.6.2016, s. 1, wersja skonsolidowana, z późn. zm.).

² T.j. Dz.U. z 2024 r., poz. 1277 ze zm.; dalej jako: „pr. atom.”.

³ Dz.U. poz. 640. Dalej jako: „rozporządzenie IOR”.

⁴ Dyrektywa Rady 2013/59/Euratom z dnia 5 grudnia 2013 r. ustanawiająca podstawowe normy bezpieczeństwa w celu ochrony przed zagrożeniami wynikającymi z narażenia na działanie promieniowania jonizującego oraz uchylająca dyrektywy 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom i 2003/122/Euratom (Dz. U. UE. L. z 2014 r. Nr 13, s. 1 z późn. zm.). Dalej jako: „dyrektywa BSS”.

⁵ Na temat roli i charakteru prawnego standardów MAEA zob.: T. R. Nowacki, *Możliwość uznania standardów bezpieczeństwa Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej za źródło prawa w świetle Konstytucji Rzeczypospolitej Polskiej*, (w:) P. Kapusta [et al.] (ed.), *Aktualne problemy konstytucji. Księga jubileuszowa z okazji 40-lecia pracy naukowej Profesora Bogusława Banaszaka*, Legnica 2017, s. 655 i n.

bezpieczeństwa w organizacji. Szczegółowo omówiono katalog obowiązków IOR, wynikający z art. 7² oraz art. 7a ustawy – Prawo atomowe, grupując je w pięć obszarów funkcjonalnych, a więc: 1) zarządzanie systemem ochrony radiologicznej, 2) nadzór operacyjny i techniczny, 3) nadzór nad ochroną pracowników, 4) funkcje doradcze i eksperckie oraz 5) prewencja i reagowanie awaryjne. Opierając się na analizie wyzwań organizacyjnych, takich jak potencjalny konflikt interesów, w artykule sformułowano również postulaty *de lege ferenda*, m.in. w zakresie statutowego umocowania IOR w strukturze organizacyjnej oraz zakazu łączenia stanowisk.

1. Obowiązek zatrudniania IOR oraz wymogi kwalifikacyjne

Podstawą prawną funkcjonowania inspektora ochrony radiologicznej w polskim systemie prawnym jest art. 7 ust. 3 pr. atom., który stanowi, że „wewnętrzny nadzór nad przestrzeganiem wymagań ochrony radiologicznej w jednostce organizacyjnej wykonującej działalność wymagającą zezwolenia sprawuje osoba, która posiada uprawnienia inspektora ochrony radiologicznej”. Ustawodawca w sposób jednoznaczny nakłada na podmioty prowadzące reglamentowaną działalność związaną z narażeniem obowiązek zatrudniania wyspecjalizowanej osoby odpowiedzialnej za bieżącą kontrolę przestrzegania norm bezpieczeństwa. Obowiązek ten nie ma charakteru fakultatywnego, lecz stanowi warunek *sine qua non* zgodnego z prawem prowadzenia działalności.

Skuteczność nadzoru wewnętrznego jest wprost proporcjonalna do kompetencji osoby go sprawującej. Z tego względu ustawodawca w art. 7 ust. 6 pr. atom. określił wymogi kwalifikacyjne dla kandydatów na IOR. Osoba ubiegająca się o uprawnienia nadawane przez Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki (PAA) – lub Głównego Inspektora Sanitarnego (GIS) w przypadku jednostek ochrony zdrowia – musi posiadać pełną zdolność do czynności prawnych oraz co najmniej wykształcenie średnie lub średnie branżowe. Kluczowym warunkiem jest odbycie specjalistycznego szkolenia i zdanie z wynikiem pozytywnym egzaminu państwowego przed komisją powołaną przez Prezesa PAA, co potwierdza posiadanie specjalistycznej wiedzy. Egzamin ten powinien być zdany nie wcześniej niż 2 lata przed dniem wystąpienia z wnioskiem o nadanie uprawnień. Dodatkowo wymagane jest posiadanie orzeczenia lekarskiego o braku przeciwwskazań do pracy w warunkach narażenia oraz odpowiedniego stażu pracy w warunkach narażenia, zależnego od typu nadawanych uprawnień.

Ten wieloetapowy i sformalizowany proces weryfikacji wiedzy oraz umiejętności odgrywa fundamentalną rolę. Gwarantuje on, że funkcja IOR jest powierzana wyłącznie osobom o potwierdzonych, wysokich kwalifikacjach. Państwowy egzamin standaryzuje poziom kompetencji w skali całego kraju, co czyni IOR nie tylko wewnętrznym pracownikiem, ale uznanym przez państwo specjalistą. Stanowi to również implementację wymogów dyrektywy BSS, która w art. 79 nakłada na państwa członkowskie obowiązek ustanowienia formalnych krajowych systemów uznawania kompetencji (ang. *recognition requirements*) w odniesieniu do ekspertów ochrony przed promieniowaniem (RPE)⁶. Taki status wzmacnia autorytet IOR wewnątrz organizacji i wiarygodność w kontaktach z organami dozoru jądrowego.

Jest to zgodne z międzynarodowymi standardami MAEA, które podkreślają, że budowanie krajowej infrastruktury ochrony radiologicznej musi się opierać na kompetentnym i odpowiednio wyszkolonym personelu⁷ [4]. Co więcej, standardy MAEA wprost zalecają, aby organ regulacyjny ustanowił wymagania (oraz kryteria) dotyczące kompetencji dla wszystkich osób zaangażowanych w ochronę radiologiczną i bezpieczeństwo jądrowe, włączając w to inspektorów ochrony radiologicznej (RPO) i wykwalifikowanych ekspertów (QE)⁸ [5]. SSG-44 precyzuje, że organ regulacyjny powinien „zidentyfikować działania, w których uzasadnione jest formalne uznawanie kompetencji” (ang. *formal recognition of competence*) oraz ustanowić wymogi „formalnej akredytacji” szkoleń, która może być nadzorowana przez organ regulacyjny lub krajowy organ akredytacyjny⁹ [5]. Polski system, oparty na obowiązkowych szkoleniach i państwowym egzaminie nadzorowanym przez Prezesa PAA, jest zatem precyzyjną implementacją tych zaleceń MAEA. Co więcej, uprawnienia IOR nadawane są w drodze decyzji administracyjnej Prezesa PAA (lub GIS) na okres 5 lat, co wymusza konieczność stałego podnoszenia kwalifikacji i aktualizacji wiedzy, zapewniając, że IOR pozostaje na bieżąco z dynamicznie zmieniającymi się przepisami oraz postępem technologicznym.

Z wnioskiem o nadanie uprawnień może wystąpić zainteresowana osoba lub kierownik jednostki organizacyjnej, przy czym w zależności od rodzaju działalności związanej z narażeniem, do której nadzorowania będzie uprawniony IOR, nadaje się odpowiedni typ uprawnień inspektora ochrony radiologicznej. Typy uprawnień IOR, rodzaje działalności, do których nadzorowania uprawniają, oraz szczegółowe warunki nadawania uprawnień IOR określonego typu zostały zawarte w rozporządzeniu IOR.

⁶ Zob. szerzej na temat hybrydowej roli IOR w polskim ustawodawstwie w sekcji trzeciej.

⁷ Zob. MAEA, *Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. No. GSR Part 3*, Wiedeń 2014, s. 26. Tamże, pkt 2.44.

⁸ Zob. Działanie 53 w: MAEA, *Establishing the Infrastructure for Radiation Safety. Specific Safety Guide. IAEA Safety Standard Series No. SSG-44*, Wiedeń 2018, s. 66. Dalej jako: „SSG-44”.

⁹ Tamże, s. 67 (pkt 4.238).

2. Dychotomia roli i odpowiedzialności: IOR a kierownik jednostki organizacyjnej

Najbardziej złożonym i kluczowym dla zrozumienia istoty nadzoru wewnętrznego aspektem jest relacja prawna między IOR a kierownikiem jednostki organizacyjnej. Jest ona zdefiniowana przez dwa przepisy Prawa atomowego, które tworzą system wzajemnych powiązań oraz swoistej równowagi.

Z jednej strony, art. 7 ust. 1 pr. atom. w sposób kategoryczny stanowi, że „za przestrzeganie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej odpowiada kierownik jednostki organizacyjnej”. Jest to zasada odpowiedzialności absolutnej i nieprzenoszalnej. Kierownik jednostki, niezależnie od wewnętrznego podziału zadań, ponosi pełną odpowiedzialność administracyjną, a potencjalnie także cywilną i karną, za wszelkie naruszenia w podległym mu podmiocie. Nie może on zwolnić się z tej odpowiedzialności poprzez powołanie IOR.

Z drugiej strony, art. 7 ust. 3 pr. atom. określa rolę IOR jako sprawowanie „wewnętrznego nadzoru”. Analiza katalogu obowiązków z art. 7² pr. atom. pokazuje, że IOR pełni funkcje nadzorcze, kontrolne, opiniotwórcze i doradcze. Jego uprawnienia mają charakter merytoryczny, a nie władczy. Na przykład, w przypadku stwierdzenia naruszenia warunków zezwolenia IOR nie może samodzielnie wstrzymać prac. Może on jedynie „występować do kierownika jednostki organizacyjnej z wnioskiem o wstrzymanie prac” (art. 7² ust. 1 pkt 13 pr. atom.).

Omawiana konstrukcja prawna, pozornie osłabiająca pozycję IOR, w rzeczywistości tworzy mechanizm wzajemnej zależności. IOR, jako certyfikowany przez państwo ekspert, dostarcza kierownictwu jednostki profesjonalnych opinii, analiz i wniosków. Kierownik jednostki, obciążony pełną odpowiedzialnością prawną, otrzymuje w ten sposób formalny, udokumentowany wkład merytoryczny. Zignorowanie opinii lub wniosku IOR, zwłaszcza w formie pisemnej, stanowi dla kierownika znaczące ryzyko prawne. W przypadku wystąpienia zdarzenia radiacyjnego lub negatywnych wyników kontroli zewnętrznej fakt zlekceważenia zaleceń wewnętrznego eksperta byłby okolicznością silnie obciążającą, mogącą świadczyć o rażącym niedbalstwie. W ten sposób „miękką siłą” (ang. *soft power*) eksperckiej wiedzy IOR, wsparta „twardą odpowiedzialnością” (ang. *hard liability*) kierownika, staje się skutecznym narzędziem wymuszania zgodności z przepisami i promowania kultury bezpieczeństwa. System ten pozwala

zachować klarowność w strukturze zarządczej (kierownik decyduje), jednocześnie zapewniając, że decyzje te są podejmowane na podstawie rzetelnej, eksperckiej oceny ryzyka.

Taka dychotomiczna struktura znajduje odzwierciedlenie w standardach Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej, począwszy od Podstawowych Zasad Bezpieczeństwa (SF-1)¹⁰ [3, 7, 16], przez szczegółowe Wymagania Bezpieczeństwa (m.in. GSR Part 3)¹¹ [4], które rozdzielają odpowiedzialność państwa za ramy prawne od głównej odpowiedzialności licencjodawcy za bezpieczeństwo. Jednocześnie, polski ustawodawca stworzył instytucję IOR jako kluczowe, certyfikowane przez państwo narzędzie, za pomocą którego kierownik jednostki (licencjodawca) może w praktyce realizować swoją „podstawową odpowiedzialność” za bezpieczeństwo.

3. Polski IOR w kontekście wspólnotowym i międzynarodowym: RPO i RPE

W celu pełnego zrozumienia roli polskiego IOR niezbędne jest umiejscowienie go w kontekście regulacji wspólnotowych oraz standardów MAEA. Dyrektywa BSS wprowadziła i zdefiniowała dwie kluczowe, choć odrębne funkcje w systemie ochrony radiologicznej.

Ekspert ochrony przed promieniowaniem (ang. *Radiation Protection Expert*, RPE), zdefiniowany w art. 4 pkt 73 w zw. z art. 82 Dyrektywy BSS, to osoba lub grupa osób posiadająca wiedzę, przygotowanie i doświadczenie do udzielania porad w zakresie ochrony przed promieniowaniem w celu zapewnienia skutecznej ochrony osób, której kompetencje w tym zakresie zostały uznane przez właściwy organ. Rola RPE ma charakter czysto konsultacyjny i doradczy. Dotyczy ona przede wszystkim wsparcia w zakresie zgodności z mającymi zastosowanie wymogami prawnymi, w odniesieniu do narażenia zawodowego i narażenia ludności. Europejskie wytyczne interpretacyjne, takie jak przewodnik ENETRAP-III, precyzują, że od RPE oczekuje się świadczenia „wysokospecjalistycznego doradztwa” (ang. *high-level specialist advice*) w zakresie ochrony radiologicznej jednostkom organizacyjnym wykorzystującym źródła promieniowania. Doradztwo to stanowi ważny wkład zarówno w ustanawianie rozwiązań z zakresu ochrony radiologicznej w jednostce, jak i w ich

¹⁰ Zob. w szczególności zasady: nr 1 (*Odpowiedzialność za bezpieczeństwo*) oraz nr 2 (*Rola Państwa*): MAEA, *Fundamental Safety Principles. Safety Fundamentals. IAEA Safety Standard Series No. SF-1*, Wiedeń 2006, s. 6–8. Zasady te znalazły odzwierciedlenie w *Strategii i polityce rozwoju bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej Rzeczypospolitej Polskiej*, przyjętej uchwałą Nr 91 Rady Ministrów z dnia 12 kwietnia 2022 r. (M.P. poz. 541). Na temat Podstawowych Zasad Bezpieczeństwa MAEA, w tym zasad nr 1 i 2 zob.: Ł. Młynarkiewicz, *Implementacja wybranych zasad bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w polskim prawie atomowym*, „*Studia Iuridica*” 2021, nr 87, s. 337–347; tegoż, *Podstawowe zasady systemu ochrony przed promieniowaniem jonizującym Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w polskim prawie atomowym*, „*Prawo i Więź*” 2023, vol. 4 (47), s. 707–732.

¹¹ Zob. w szczególności Wymóg nr 4 (*Obowiązki w zakresie ochrony i bezpieczeństwa*) oraz Wymóg nr 24 (*Rozwiązania w ramach programu ochrony radiologicznej*) w: MAEA, *Radiation Protection and Safety...*, s. 25–26, 55–58.

bieżące funkcjonowanie¹² [11]. RPE nie jest co do zasady osobą, która faktycznie wdraża aspekty stosowanych środków kontroli radiologicznej (np. monitorowanie w miejscu pracy), co nie oznacza, że RPE nie powinien wykonywać takich obowiązków, a w niektórych rodzajach działalności (np. w szpitalach, obiektach jądrowych) jest prawdopodobne, że niektóre z tych zadań będą realizowane przez RPE. Nie jest to jednak bezpośredni wymóg dyrektywy BSS¹³ [2].

Jednostka organizacyjna zwraca się do RPE w celu uzyskania opinii w sprawach wymagających specjalistycznej wiedzy, takich jak optymalizacja i ustanowienie odpowiednich ograniczników dawki, projektowanie nowych instalacji, kategoryzacja terenów kontrolowanych i nadzorowanych czy przygotowanie planów awaryjnych. Szczegółowy katalog zagadnień objętych doradztwem ze strony RPE zawiera art. 82 ust. 3 dyrektywy BSS, przy czym katalog ten ma charakter otwarty. W myśl art. 82 ust. 4 dyrektywy BSS, jeżeli przewiduje to prawodawstwo krajowe, RPE można przydzielać zadania dotyczące ochrony pracowników i osób z ogółu ludności przed promieniowaniem. RPE może być pracownikiem wewnętrznym lub doradcą zewnętrznym – wybór zależy od złożoności działalności.

Z kolei inspektor ochrony radiologicznej (RPO), opisany w art. 4 pkt 73 w zw. z art. 84 Dyrektywy BSS, to osoba kompetentna w zakresie technicznych aspektów ochrony przed promieniowaniem dla danego rodzaju działalności w odniesieniu do stosowania ustaleń dotyczących ochrony przed promieniowaniem lub nadzoru nad ich stosowaniem. Określenie katalogu działalności, dla których obligatoryjne jest powołanie inspektora ochrony radiologicznej odpowiedzialnego za nadzór lub wykonywanie zadań z zakresu ochrony przed promieniowaniem w jednostce organizacyjnej, pozostaje w gestii państw członkowskich.

RPO jest specjalistą wyznaczonym przez jednostkę organizacyjną do nadzorowania praktycznego wdrażania i stosowania środków ochrony radiologicznej na co dzień. Przewodnik ENETRAP-III definiuje tę rolę jako zapewnienie bieżącego nadzoru i weryfikację „zgodności z lokalnymi zasadami” (ang. *compliance with local rules*), obejmującą m.in. nadzór nad pracą, prowadzenie ewidencji dawek czy bieżącą współpracę z RPE¹⁴ [11]. Rola RPO

ma charakter operacyjny i nadzorczy – polega na doglądaniu, czy praca ze źródłami promieniowania odbywa się zgodnie z przepisami prawa oraz wewnętrznymi procedurami. W strukturze podmiotu inspektor ochrony radiologicznej raportuje bezpośrednio jednostce organizacyjnej. Do obowiązków jednostek organizacyjnych, egzekwowanych przez państwa członkowskie, należy wyposażenie inspektorów ochrony radiologicznej w środki konieczne do wypełniania ich funkcji. Państwa członkowskie mogą również ustanowić wymóg wyznaczania RPO przez pracodawców pracowników zewnętrznych, w celu nadzoru lub realizacji zadań ochronnych, jeżeli dotyczy to ich własnego personelu. RPO jest zazwyczaj pracownikiem wewnętrznym, ponieważ jego podstawową rolą jest zapewnienie skutecznego nadzoru nad zadaniami ochrony radiologicznej.

Zgodnie z art. 84 ust. 3 Dyrektywy BSS zadania RPO mogą być wykonywane przez jednostkę do spraw ochrony przed promieniowaniem ustanowioną w jednostce organizacyjnej lub przez RPE. Odpowiednikiem wskazanej jednostki do spraw ochrony przed promieniowaniem w polskim prawie jest służba ochrony radiologicznej, o której mowa w art. 9a pr. atom. Obowiązek jej utworzenia w jednostce organizacyjnej, wspomagającej IOR w wykonywaniu zadań z zakresu ochrony radiologicznej, może zostać nałożony przez Prezesa PAA w zezwoleniu¹⁵ [14, 17].

Na gruncie przepisów dyrektywy BSS, RPE i RPO wspólnie zapewniają wysokie standardy bezpieczeństwa radiologicznego w jednostce organizacyjnej. Chociaż role RPE i RPO są jasno zdefiniowane i różnią się od siebie, jedna osoba może odgrywać obie te role, pod warunkiem że posiada wymagane kompetencje do obu ról¹⁶ [11]. Jednocześnie należy zauważyć, iż przepisy dyrektywy BSS nie wymagają formalnego uznania kompetencji RPO (w przeciwieństwie do funkcji RPE), choć dopuszczają taką możliwość stosownie do treści art. 14 ust. 3 dyrektywy BSS¹⁷ [11].

Analiza katalogu obowiązków polskiego IOR, zawartego w art. 7² pr. atom., prowadzi do wniosku, że polski ustawodawca zdecydował się na stworzenie modelu hybrydowego, który łączy w jednej osobie zadania obu tych funkcji. Z jednej strony, IOR wykonuje typowe zadania RPO, takie jak nadzór nad przestrzeganiem prowadzenia

¹² R. Paynter, J. Stewart, A. Schmitt-Hannig, M. Coeck, A. Falcao, *European Guidance on the Implementation of the Requirements of the Euratom BSS with respect to the Radiation Protection Expert and the Radiation Protection Officer. ENETRAP III Project*, marzec 2016, s. 7, 14–16. Dokument dostępny: https://euterp.eu/uploaditems/ENETRAPIII/ENETRAP-III-European-Guidance-Document-amended_RAPJES_post_Article_31.pdf [dostęp: 30.10.2025].

¹³ HERCA, *HERCA Guidance. Implementation of Radiation Protection Expert (RPE) and Radiation Protection Officer (RPO) Requirements of Council Directive 2013/59/Euratom*, grudzień 2017, s. 25.

¹⁴ R. Paynter, J. Stewart, A. Schmitt-Hannig, M. Coeck, A. Falcao, *European Guidance on the Implementation...*, s. 9–10, 34–35.

¹⁵ *In principio*, przepis art. 9a pr. atom. transponuje wymagania zawarte w art. 38 ust. 4 dyrektywy Rady 96/29/Euratom z dnia 13 maja 1996 r. ustanawiającej podstawowe normy bezpieczeństwa w zakresie ochrony zdrowia pracowników i ogółu społeczeństwa przed zagrożeniami wynikającymi z promieniowania jonizującego (Dz. U. UE. L. z 1996 r. Nr 159, s. 1). Zob. *Uzasadnienie do projektu ustawy o zmianie ustawy – Prawo atomowe i niektórych innych ustaw*, Druk sejmowy 2466 Sejmu IV kadencji, s. 6.

¹⁶ R. Paynter, J. Stewart, A. Schmitt-Hannig, M. Coeck, A. Falcao, *European Guidance on the Implementation...*, s. 10–11.

¹⁷ Tamże, s. 10.

działalności według procedur wewnętrznych i instrukcji pracy, nadzór nad spełnianiem warunków dopuszczających pracowników do zatrudnienia na danym stanowisku pracy czy nadzór nad działaniem aparatury dozymetrycznej. Są to czynności o charakterze bieżącego, operacyjnego nadzoru. Z drugiej strony, IOR realizuje zadania charakterystyczne dla RPE, w szczególności poprzez wydawanie kierownikowi jednostki organizacyjnej opinii w zakresie ochrony przed promieniowaniem jonizującym w tak kluczowych kwestiach, jak optymalizacja i ograniczniki dawek (limity użytkowe dawki), wyznaczanie terenów kontrolowanych i nadzorowanych, klasyfikacja pracowników, programy zapewnienia jakości czy przygotowanie na wypadek zdarzenia radiacyjnego. Zadania RPE opisane w art. 82 ust. 2 dyrektywy BSS zostały transponowane przede wszystkim do art. 7² ust. 1 pkt 2 i pkt 12 oraz art. 7a pr. atom.¹⁸ [18, 19]. To połączenie ról jest racjonalnym i efektywnym rozwiązaniem. Zamiast tworzyć dwie odrębne funkcje, co mogłoby prowadzić do rozmycia odpowiedzialności i problemów komunikacyjnych, polski system tworzy jedno, silne centrum kompetencji wewnątrz organizacji. IOR staje się jednolitym punktem kontaktowym zarówno dla pracowników w kwestiach bieżącego bezpieczeństwa, jak i dla kierownictwa w sprawach strategicznych decyzji dotyczących ochrony radiologicznej. Taka integracja wzmacnia pozycję IOR i czyni go centralną postacią całego wewnętrznego systemu ochrony radiologicznej.

W literaturze pojawiają się również głosy krytyczne wskazujące na to, że brak w obecnym systemie funkcji eksperta ochrony przed promieniowaniem (RPE) skutkuje ograniczoną dostępnością do specjalistów posiadających kompetencje w szeroko rozumianym kontekście monito-

ringu i ochrony środowiska, a w rezultacie również w zakresie ochrony radiologicznej osób z ogółu ludności¹⁹ [10]. Wydaje się jednak, że argument ten opiera się na niezrozumieniu polskiego modelu hybrydowego. Nie dostrzega on, że polski system nie eliminuje funkcji RPE, lecz integruje ją w ramach obowiązków IOR, który – jak wykazano – odgrywa obie role. Jednocześnie, RPE – zgodnie z przepisami dyrektywy BSS – jest tą funkcją, która powinna być formalnie uznawana w danym państwie członkowskim (w przeciwieństwie do RPO).

Tabela 1 przedstawia syntetyczne porównanie statusu i roli polskiego IOR oraz jego odpowiedników na gruncie dyrektywy BSS.

4. Funkcjonalna klasyfikacja zadań IOR

Przepis art. 7² ust. 1 pr. atom. definiuje merytoryczną rdzeń funkcji nadzorczej IOR. Przepis ten wprowadza ogólny obowiązek „nadzoru nad przestrzeganiem przez jednostkę organizacyjną wymagań ochrony radiologicznej”, po czym wymienia obszerny katalog zadań szczegółowych. Użycie przez ustawodawcę sformułowania „w szczególności” jednoznacznie wskazuje, że jest to katalog otwarty (przykładowy), a nie zamknięty. Pozostawia to pole do interpretacji, iż na IOR mogą spoczywać również inne, niewymienione wprost zadania, jeśli mieszczą się w ogólnej definicji nadzoru nad ochroną radiologiczną. Każdy z wymienionych obowiązków ma bezpośrednie przełożenie na praktyczne aspekty zapewnienia bezpieczeństwa w jednostce organizacyjnej. Tak szeroki zakres obowiązków IOR pokazuje, jak ważną rolę z punktu

Tabela 1. Porównanie statusu i roli IOR, RPE i RPO.

Table 1. Comparison of the status and role of the IOR, RPE and RPO.

Cecha	Inspektor Ochrony Radiologicznej (IOR – Polska)	Ekspert Ochrony przed Promieniowaniem (RPE – Dyrektywa BSS)	Inspektor Ochrony Radiologicznej (RPO – Dyrektywa BSS)
Podstawowa rola	Nadzór i doradztwo (rola hybrydowa)	Doradztwo	Bieżący nadzór operacyjny
Zatrudnienie	Obowiązkowe z mocy prawa dla działalności wymagającej zezwolenia	Konsultowany w razie potrzeby	Wyznaczany przez jednostkę organizacyjną
Formalne uznanie	Egzamin państwowy i decyzja Prezesa PAA (lub GIS)	Uznanie kompetencji przez właściwy organ	Kompetencje techniczne, wyznaczenie przez jednostkę
Relacja z kierownictwem	Wewnętrzny nadzorca i doradca	Zewnętrzny lub wewnętrzny konsultant	Wewnętrzny nadzorca
Kluczowe obowiązki	Łączy nadzór operacyjny z opiniowaniem eksperckim	Wysokopoziomowe doradztwo w sprawach specjalistycznych	Nadzór nad wdrażaniem zasad i procedur

¹⁸ Zob. Uzasadnienie do projektu ustawy o zmianie ustawy – Prawo atomowe oraz ustawy o ochronie przeciwpożarowej, Druk sejmowy 3237 (cz. 1) Sejmu VIII kadencji, s. 40; Tabela zgodności do projektu ustawy o zmianie ustawy – Prawo atomowe oraz ustawy o ochronie przeciwpożarowej. Wersja z dnia 7 grudnia 2018 r., Druk sejmowy 3237 (cz. 2) Sejmu VIII kadencji, s. 251–255 i 267–270.

¹⁹ P. Olko, P. Krajewski (red.), *Ochrona radiologiczna w Polsce wobec wyzwań polskiego Programu energetyki jądrowej – Badania, Rozwój, Kadry*, czerwiec 2023, s. 65.

widzenia bezpieczeństwa jądowego i ochrony radiologicznej odgrywa ta funkcja w jednostce organizacyjnej.

W celu zwiększenia przejrzystości analitycznej katalog obowiązków IOR (wymienionych w art. 7² ust. 1 oraz art. 7a pr. atom.) można pogrupować w pięć kluczowych obszarów funkcjonalnych, które razem tworzą kompleksowy system nadzoru wewnętrznego.

4.1. Zarządzanie systemem ochrony radiologicznej

Ta grupa zadań stanowi fundament formalno-prawny systemu ochrony radiologicznej w jednostce. IOR pełni tu funkcję architekta i gwaranta systemu. Obejmuje ona:

- tworzenie lub udział w tworzeniu procedur wewnętrznych i instrukcji pracy dotyczącej bezpieczeństwa jądowego i ochrony radiologicznej (art. 7² ust. 1 pkt 2 pr. atom.), co przekłada wymogi prawne na specyfikę jednostki;
- opracowywanie programów pomiarów dozymetrycznych (w środowisku pracy), programów pomiarów dawek indywidualnych, ewidencji dawek indywidualnych oraz przedstawianie ich do zatwierdzenia kierownikowi jednostki (art. 7² ust. 1 pkt 4 pr. atom.);
- prowadzenie wykazu źródeł promieniowania jonizującego (art. 7² ust. 1 pkt 6 pr. atom.);
- nadzór nad prowadzeniem dokumentacji dotyczącej bezpieczeństwa jądowego i ochrony radiologicznej (art. 7² ust. 1 pkt 1 pr. atom.), w tym dokumentacji dotyczącej pracowników i innych osób przebywających w jednostce w warunkach narażenia, dawek, szkoleń, źródeł czy kontroli aparatury.

Grupa tych zadań stanowi również odzwierciedlenie standardów MAEA, wyrażonych m.in. w dokumencie GSG-7 (ang. *Occupational Radiation Protection*), który wymaga od licencjobiorcy ustanowienia, wdrożenia, przeglądu i dokumentowania Programu Ochrony Radiologicznej (RPP)²⁰ [6]. Zadania IOR w tej kategorii – jak opracowywanie procedur, programów pomiarowych i prowadzenie ewidencji – stanowią *de facto* merytoryczny rdzeń tego programu.

4.2. Nadzór operacyjny i techniczny

Ten obszar obejmuje bieżącą, praktyczną kontrolę nad fizycznymi i technicznymi aspektami bezpieczeństwa, a w tym:

- nadzór nad przestrzeganiem procedur wewnętrznych i instrukcji pracy (art. 7² ust. 1 pkt 1 pr. atom.) w codziennej pracy;
- nadzór nad realizacją programów pomiarowych (art. 7² ust. 1 pkt 5 pr. atom.), czyli weryfikacja, czy pomiary są faktycznie i poprawnie wykonywane;

- prowadzenie okresowych ocen stanu systemów bezpieczeństwa i ostrzegania (art. 7² ust. 1 pkt 7 pr. atom.);
- ustalanie wyposażenia jednostki w środki ochrony indywidualnej i aparaturę dozymetryczną oraz nadzór nad ich sprawnością, a także nadzór nad działaniem sygnalizacji ostrzegawczej oraz prawidłowym oznakowaniem miejsc pracy ze źródłami promieniowania jonizującego (art. 7² ust. 1 pkt 10 pr. atom.);
- nadzór nad postępowaniem ze źródłami promieniotwórczymi, materiałami jądowymi oraz odpadami promieniotwórczymi w przypadkach wskazanych w ustawie (art. 7² ust. 1 pkt 16 pr. atom.).

4.3. Nadzór nad ochroną pracowników

Ta kategoria skupia się na człowieku jako podmiocie ochrony radiologicznej, a do kategorii tej należą:

- nadzór nad spełnianiem warunków dopuszczających pracowników do zatrudnienia na danym stanowisku pracy (art. 7² ust. 1 pkt 3 pr. atom.), w tym weryfikacja kwalifikacji i szkoleń stanowiskowych w zakresie bezpieczeństwa jądowego i ochrony radiologicznej;
- informowanie i szkolenie pracowników w zakresie ochrony radiologicznej (art. 7² ust. 1 pkt 8 pr. atom.), co jest kluczowe dla budowania kultury bezpieczeństwa;
- dokonywanie wstępnej oceny narażenia pracowników na podstawie pomiarów i przedstawianie jej kierownikowi jednostki (art. 7² ust. 1 pkt 9 pr. atom.).

4.4. Funkcje doradcze i eksperckie

Ten obszar w pełni oddziela strategiczną rolę IOR jako wewnętrznego eksperta, zbliżoną do koncepcji RPE. Obejmuje to przede wszystkim wydawanie opinii dla kierownika jednostki (art. 7² ust. 1 pkt 12 pr. atom.) w zakresie ochrony przed promieniowaniem jonizującym, stosownie do charakteru działalności i typu posiadanych uprawnień, w kluczowych kwestiach, takich jak:

- optymalizacja ochrony i ograniczniki dawek (limity użytkowe dawki);
- klasyfikacja terenów (kontrolowanych, nadzorowanych) i pracowników (kategorie A, B);
- programy zapewnienia jakości;
- plany awaryjne;
- pomiary dozymetryczne w środowisku pracy i pomiary dawek indywidualnych.

W ramach funkcji doradczej IOR na wniosek kierownika jednostki organizacyjnej wydaje również opinie dotyczące badania i sprawdzania urządzeń ochronnych oraz aparatury dozymetrycznej (art. 7a ust. 1 pr. atom.).

²⁰ MAEA, *Occupational Radiation Protection. General Safety Guide. IAEA Safety Standards Series No. GSG-7*, Wiedeń 2018, s. 37–42 i n. Dalej jako: „GSG-7”.

4.5. Prewencja i reagowanie awaryjne

Ta kategoria skupia wszystkie zadania IOR związane bezpośrednio z przygotowaniem na zdarzenia radiacyjne oraz działaniami podejmowanymi w ich trakcie i po ich wystąpieniu, to jest:

- Współpraca ze służbą bezpieczeństwa i higieny pracy albo osobami wykonującymi zadania tej służby, osobami wdrażającymi program zapewnienia jakości, służbami przeciwpożarowymi i ochrony środowiska w zakresie ochrony przed promieniowaniem jonizującym (art. 7² ust. 1 pkt 11 pr. atom.);
- występowanie do kierownika z wnioskiem o wstrzymanie prac w warunkach narażenia, w sytuacji naruszenia warunków zezwolenia lub wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz niezwłoczne powiadomienie o tym organu, który wydał zezwolenie (art. 7² ust. 1 pkt 13 pr. atom.);
- nadzór nad postępowaniem wynikającym z zakładowego planu postępowania awaryjnego, w przypadku gdy na terenie jednostki organizacyjnej zaistnieje zdarzenie radiacyjne (art. 7² ust. 1 pkt 14 pr. atom.);
- udział w działaniach podejmowanych w zakresie zapobiegania zdarzeniom radiacyjnym, przygotowania do takich zdarzeń i reagowania na nie (art. 7² ust. 1 pkt 15 pr. atom.).

5. Dopuszczalność i granice delegacji zadań

Ustawodawca, zdając sobie sprawę z szerokiego zakresu obowiązków IOR, przewidział w art. 7² ust. 2 pr. atom. możliwość delegacji niektórych zadań. Należy jednak podkreślić, że możliwość ta jest ściśle ograniczona. IOR może powierzyć wykonywanie enumeratywnie wymienionych, głównie dokumentacyjno-ewidencyjnych czynności innemu pracownikowi jednostki. Warunkiem jest, aby pracownik ten został wyznaczony na piśmie przez kierownika i przeszkolony w zakresie wykonywania tych obowiązków przez IOR.

Ta konstrukcja prawna nie stanowi próby rozmycia odpowiedzialności IOR, lecz jest narzędziem optymalizacji jego pracy. Umożliwia odciążenie IOR od zadań rutynowych, które nie wymagają jego wyjątkowej, eksperckiej wiedzy. Dzięki temu IOR może skoncentrować swój czas i uwagę na zadaniach o największym znaczeniu dla bezpieczeństwa – na analizie ryzyka, opiniowaniu strategicznych decyzji, nadzorze nad skomplikowanymi operacjami oraz na działaniach w sytuacjach niestandardowych. Kluczowe funkcje, takie jak wydawanie opinii (art. 7² ust. 1 pkt 12 pr. atom.) czy wnioskowanie o wstrzymanie prac (pkt 13), nie podlegają delegacji i muszą być wykonywane osobiście przez IOR. Jest to celowy zabieg legislacyjny, który zapewnia, że rdzeń kompetencji eksperckich pozostaje nienaruszony, a delegowane są jedynie zadania pomocnicze.

6. Sankcje administracyjne jako narzędzie egzekwowania obowiązków

Ustawodawca, aby zapewnić skuteczność systemu nadzoru wewnętrznego, przewidział mechanizmy egzekucyjne w postaci sankcji administracyjnych, skupionych w art. 123 pr. atom. Kluczowe jest, że sankcje te nakładane są bezpośrednio na kierownika jednostki organizacyjnej, co wzmacnia opisaną wcześniej dychotomię odpowiedzialności.

Choć art. 123 ust. 1 pr. atom. nie formułuje wprost kary za „niepowołanie IOR”, to sankcja taka jest w pełni egzekwowalna poprzez art. 123 ust. 1 pkt 3 pr. atom. Przepis ten penalizuje kierownika jednostki, który „zatrudnia pracowników bez uprawnień, kwalifikacji lub umiejętności określonych w przepisach ustawy”. Ponieważ obowiązek sprawowania nadzoru przez osobę posiadającą uprawnienia IOR jest wymogiem ustawowym określonym w art. 7 ust. 3 pr. atom., prowadzenie działalności bez zapewnienia takiego nadzoru jest równoznaczne z prowadzeniem jej przy pomocy personelu niespełniającego wymogów ustawy. Stanowi to bezpośrednią podstawę do nałożenia kary na kierownika jednostki i/lub jednostkę organizacyjną (art. 123 ust. 1 i 1b pr. atom.). Co istotne, konstrukcja art. 123 pr. atom. pozwala na równoległe pociągnięcie do odpowiedzialności administracyjnej kierownika jednostki (ust. 1) oraz samej jednostki organizacyjnej (ust. 1b) wykonującej działalność związaną z narażeniem. Ustawa nie różnicuje w tym zakresie odpowiedzialności ani nie wprowadza jej subsydiarności. Taka redakcja przepisu stwarza formalną możliwość kumulatywnego (jednoczesnego) wymierzenia kary pieniężnej obu wymienionym podmiotom.

Co więcej, analiza katalogu czynów zagrożonych karą pieniężną wskazuje, że odpowiedzialność kierownika jednostki jest egzekwowana poprzez sankcje za konkretne uchybienia operacyjne i systemowe, które mieszczą się w zakresie obowiązków nadzorczych IOR (wymienionych w art. 7² pr. atom.). Innymi słowy, wiele innych sankcji z art. 123 ust. 1 pr. atom. dotyczy materialnych skutków braku skutecznego nadzoru IOR, np. w zakresie: dopuszczenia do narażenia pracownika lub innej osoby z naruszeniem przepisów; niedopełnienia obowiązków w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej przy pracy z materiałami jądrowymi, źródłami promieniowania jonizującego oraz odpadami promieniotwórczym; niedopełnienia obowiązku kontroli dozymetrycznej, kontroli źródeł lub prowadzenia ewidencji.

Taka konstrukcja prawna wzmacnia dychotomię odpowiedzialności: kierownik ponosi odpowiedzialność administracyjną zarówno za sam brak obsady kluczowej funkcji nadzorczej (IOR), jak i za wszelkie negatywne skutki operacyjne wynikające z tego faktu. Kary pieniężne, nakładane w drodze decyzji administracyjnej przez Prezesa PAA (art. 124 ust. 1 pr. atom.), pełnią zatem

funkcję: prewencji indywidualnej, zmuszając konkretną jednostkę do wdrożenia skutecznego nadzoru, oraz prewencji generalnej, sygnalizując rynkowi, że systemowa ochrona radiologiczna (której IOR jest filarem) podlega realnej egzekucji państwowej.

7. Wyzwania organizacyjne i rola IOR w promowaniu kultury bezpieczeństwa

Prawidłowe umiejscowienie IOR w strukturze organizacyjnej i zapewnienie mu odpowiednich zasobów jest kluczowe dla jego skuteczności. Wytyczne MAEA zawarte w GSG-7 wprost wymagają od licencjodawcy zapewnienia IOR (RPO) „odpowiednich zasobów” (ang. *adequate resources*) do wykonywania jego funkcji²¹ [6].

Jednym z największych wyzwań organizacyjnych jest potencjalny konflikt interesów. Polskie prawo nie zabrania łączenia funkcji IOR z innymi obowiązkami (np. produkcyjnymi czy badawczymi), jednak taka sytuacja może prowadzić do konfliktu, gdy presja na wyniki staje w sprzeczności z rygorami ochrony radiologicznej. Pozostałe obowiązki IOR nie powinny uniemożliwiać mu wykonywania jego funkcji w sposób obiektywny. Dlatego kluczowe staje się zapewnienie IOR-owi realnej niezależności. IOR powinien mieć bezpośrednią możliwość komunikacji z kierownictwem, co oznacza bezpośredni kanał raportowania do kierownika jednostki organizacyjnej, z pominięciem szczebli pośrednich, które mogłyby być źródłem konfliktu²² [11].

Rola IOR wykracza jednak daleko poza techniczny nadzór oraz doradztwo eksperckie. Jest on centralną postacią w procesie budowania i podtrzymywania „kultury bezpieczeństwa” w organizacji, zdefiniowanej w art. 3 pkt 8c pr. atom. IOR jest głównym wdrażającym Program Ochrony Radiologicznej (RPP) i powinien on przyczyniać się do wspierania kultury bezpieczeństwa. IOR realizuje tę misję poprzez codzienne działania: prowadzenie szkoleń i informowanie pracowników, doradzanie w zakresie optymalizacji i promowanie postawy, w której bezpieczeństwo jest wspólną odpowiedzialnością. Skuteczny IOR to nie tylko ekspert i kontroler, ale także lider oraz edukator w dziedzinie ochrony radiologicznej.

Analiza wyzwań organizacyjnych, w świetle standardów międzynarodowych, pozwala na sformułowanie postulatów *de lege ferenda* mających na celu wzmocnienie pozycji IOR w polskim systemie prawnym:

1. Wprowadzenie zakazu łączenia stanowisk: należałoby rozważyć wprowadzenie w ustawie – Prawo atomowe prawnego zakazu łączenia funkcji IOR z innymi stanowiskami, które mogłyby prowadzić do konfliktu interesów (np. związanymi z produkcją, badaniami czy finansami). Postulat ten mógłby być ograniczony do

jednostek organizacyjnych o największej skali działalności lub najwyższym ryzyku (np. zatrudniających pracowników kategorii A).

2. Statutowe umocowanie w strukturze: celowe byłoby dodanie w art. 7 pr. atom. wymogu, aby IOR w strukturze organizacyjnej jednostki podlegał bezpośrednio kierownikowi jednostki organizacyjnej. Sformalizowałoby to prawnie zalecenie MAEA i zagwarantowało IOR-owi niezależność od kierownictwa średniego szczebla, wzmacniając skuteczność jego „miękkiej siły” (ang. *soft power*) w organizacji.

3. Konsolidacja systemu nadawania uprawnień IOR: obecny dualizm prawny, w którym kompetencje do nadawania uprawnień IOR są podzielone między Prezesa PAA oraz GIS (w odniesieniu do jednostek ochrony zdrowia), jest rozwiązaniem budzącym wątpliwości. Prowadzi ono do nieuzasadnionej fragmentaryzacji krajowego systemu certyfikacji kompetencji. Prezes PAA, jako centralny organ dozoru jądrowego w kraju, posiada najwyższe i kompletne kompetencje merytoryczne w zakresie ochrony radiologicznej oraz bezpieczeństwa jądrowego, nadzorując również wiele aspektów działalności w medycynie. *De lege ferenda* celowe byłoby skonsolidowanie całości procesu szkolenia, egzaminowania i nadawania uprawnień IOR (wszystkich typów) w rękach jednego, wyspecjalizowanego organu – Prezesa PAA. Zapewniłoby to jednolity standard wymagań i kwalifikacji dla tej kluczowej funkcji bezpieczeństwa w skali całego kraju.

Podsumowanie

Instytucja inspektora ochrony radiologicznej (IOR) stanowi kluczowy element polskiego systemu bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. Analiza jego statusu prawnego prowadzi do wniosku, że jest on wysoko wykwalifikowanym specjalistą, pełniącym funkcję „pierwszej linii” nadzoru wewnętrznego. Jego pozycja, ugruntowana odpowiednimi wymogami kwalifikacyjnymi (w tym państwowym egzaminem), zapewnia wysoki poziom merytoryczny sprawowanej kontroli.

Artykuł uwypuklił specyficzną i efektywną dychotomię ról. Choć ostateczna i nieprzenoszalna odpowiedzialność prawna za stan bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej spoczywa na kierowniku jednostki, IOR pełni kluczowe funkcje nadzorcze i doradcze. System prawny wzmacnia tę relację poprzez mechanizm sankcji administracyjnych (art. 123 pr. atom.), które są nakładane na kierownika jednostki za brak ustanowienia IOR w przypadkach, gdy jest to wymagane przepisami prawa, a także za uchybienia będące skutkiem braku skutecznego nadzoru. W ten sposób ekspercka wiedza IOR, wyrażana

²¹ MAEA, *Occupational Radiation Protection...*, s. 29 (pkt 3.19).

²² Podobnie: R. Paynter, J. Stewart, A. Schmitt-Hannig, M. Coeck, A. Falcao, *European Guidance on the Implementation...*, s. 10.

w opiniach i wnioskach, zyskuje realne przełożenie na decyzje zarządcze, gdyż jej zignorowanie rodzi po stronie kierownictwa jednostki bezpośrednie ryzyko prawne nałożenia administracyjnych kar pieniężnych.

Polski ustawodawca, formułując obszerny i otwarty katalog obowiązków, połączył w jednej, hybrydowej funkcji zadania operacyjnego nadzoru (typowego dla RPO z dyrektywy BSS) oraz wysokopoziomowego doradztwa (charakterystycznego dla RPE). Instytucja IOR jest zatem dowodem na harmonizację krajowego porządku prawnego z normami Euratom oraz standardami MAEA.

Jednocześnie w artykule zidentyfikowano potencjalne wyzwania organizacyjne, takie jak ryzyko konfliktu interesów oraz potrzeba zapewnienia IOR-owi odpowiednich zasobów, czego wymagają standardy MAEA. Wskazano na potrzebę dalszego wzmacniania pozycji IOR, formułując trzy kluczowe postulaty *de lege ferenda*. Obejmują one: 1) wprowadzenie prawnego zakazu łączenia stanowisk, 2) statutowe umocowanie IOR w strukturze organizacyjnej poprzez jego bezpośrednią podległość kierownikowi, oraz 3) konsolidację krajowego systemu nadawania uprawnień IOR wyłącznie w rękach Prezesa PAA.

Notka o autorze

dr Łukasz Młynarkiewicz – radca prawny, doktor nauk prawnych i wykładowca akademicki. Partner w kancelarii Kochański & Partners, Adiunkt w Instytucie Prawa i Administracji Uniwersytetu Pomorskiego w Słupsku. Jest dyplomantem oraz wykładowcą programu International School of Nuclear Law, organizowanego przez Agencję Energii Jądrowej NEA/OECD i Uniwersytet w Montpellier. W przeszłości pełnił funkcję Wiceprezesa Zarządu oraz Chief Permitting & Licensing Officer w spółce Polskie Elektrownie Jądrowe. W latach 2019–2022 sprawował urząd Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki. W latach 2022–2024 był Prezesem International Nuclear Law Association (INLA), gdzie obecnie sprawuje funkcję członka Zarządu. Zasiadał w Radzie Gubernatorów Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA). Reprezentował Polskę w kluczowych gremiach regulacyjnych, takich jak WENRA czy ENSREG. Autor licznych publikacji z zakresu prawa atomowego oraz prawnych aspektów realizacji inwestycji w sektorze energetyki jądrowej.

Literatura

1. Cook H., *The Law of Nuclear Energy*, London 2013.
2. HERCA, *HERCA Guidance. Implementation of Radiation Protection Expert (RPE) and Radiation Protection Officer (RPO) Requirements of Council Directive 2013/59/Euratom*.
3. MAEA, *Fundamental Safety Principles. Safety Fundamentals. IAEA Safety Standard Series No. SF-1*, Wiedeń 2006.
4. MAEA, *Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. No. GSR Part 3*, Wiedeń 2014.

5. MAEA, *Establishing the Infrastructure for Radiation Safety. Specific Safety Guide. IAEA Safety Standard Series No. SSG-44*, Wiedeń 2018.
6. MAEA, *Occupational Radiation Protection. General Safety Guide. IAEA Safety Standards Series No. GSG-7*, Wiedeń 2018.
7. Młynarkiewicz Ł., *Implementacja wybranych zasad bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w polskim prawie atomowym*, „Studia Iuridica” 2021, vol. 87, DOI:10.31338/2544-3135.si.2020-87.16.
8. Młynarkiewicz Ł., *Podstawowe zasady systemu ochrony przed promieniowaniem jonizującym Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w polskim prawie atomowym*, „Prawo i Więź” 2023, vol. 4 (47), DOI:10.36128/PRIW.VI47.818.
9. Nowacki T.R., *Możliwość uznania standardów bezpieczeństwa Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej za źródło prawa w świetle Konstytucji Rzeczypospolitej Polskiej*, [w:] *Aktualne problemy konstytucji. Księga jubileuszowa z okazji 40-lecia pracy naukowej Profesora Bogusława Banaszaka*, P. Kapusta et al. (red.), Legnica 2017.
10. Olko P., Krajewski P. (red.), *Ochrona radiologiczna w Polsce wobec wyzwań polskiego Programu energetyki jądrowej – Badania, Rozwój, Kadry*, czerwiec 2023.
11. Paynter R., Stewart J., Schmitt-Hannig A., Coeck M., Falcao A., *European Guidance on the Implementation of the Requirements of the Euratom BSS with respect to the Radiation Protection Expert and the Radiation Protection Officer. ENETRAP III Project*, marzec 2016, s. 7, 14-16. Dokument dostępny: https://euterp.eu/uploaditems/ENETRAPIII/ENETRAP-III-European-Guidance-Documents-amended_RAPJES_post_Article_31.pdf [dostęp: 30.10.2025].

Akty prawne

12. Dyrektywa Rady 2013/59/Euratom z dnia 5 grudnia 2013 r. ustanawiająca podstawowe normy bezpieczeństwa w celu ochrony przed zagrożeniami wynikającymi z narażenia na działanie promieniowania jonizującego oraz uchylająca dyrektywy 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom i 2003/122/Euratom (Dz. U. UE. L. z 2014 r. Nr 13, s. 1 z późn. zm.).
13. Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (t.j. Dz.U. z 2024 r., poz. 1277 ze zm.).
14. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 5 marca 2021 r. w sprawie inspektorów ochrony radiologicznej (Dz.U. poz. 640).
15. *Strategia i polityka rozwoju w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej Rzeczypospolitej Polskiej* – załącznik do uchwały nr 91 Rady Ministrów z dnia 12 kwietnia 2022 r. w sprawie przyjęcia Strategii i polityki w zakresie rozwoju bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej Rzeczypospolitej Polskiej (M.P. nr 541).

Pozostałe

16. *Uzasadnienie do projektu ustawy o zmianie ustawy – Prawo atomowe i niektórych innych ustaw*, Druk sejmowy 2466 Sejmu IV kadencji.
17. *Uzasadnienie do projektu ustawy o zmianie ustawy – Prawo atomowe oraz ustawy o ochronie przeciwpożarowej*, Druk sejmowy 3237 (cz. 1) Sejmu VIII kadencji.
18. *Tabela zgodności do projektu ustawy o zmianie ustawy – Prawo atomowe oraz ustawy o ochronie przeciwpożarowej. Wersja z dnia 7 grudnia 2018 r.*, Druk sejmowy 3237 (cz. 2) Sejmu VIII kadencji.

Definicja obiektu jądrowego i obiektu energetyki jądrowej w polskim prawie energii jądrowej. Ewolucja siatki pojęciowej oraz uwagi *de lege lata* i *de lege ferenda*. Cz. I (do 1986 r.)

Definition of a nuclear facility and a nuclear power facility in Polish nuclear law. Evolution of the conceptual framework and comments de lege lata and de lege ferenda. Part I (until 1986)

Tomasz R. Nowacki

Instytut Prawa i Administracji Uniwersytetu Pomorskiego w Słupsku

Streszczenie: Artykuł przedstawia ewolucję pojęć „obiekt jądrowy” i „obiekt energetyki jądrowej” w polskim prawie energii jądrowej oraz wysuwa w tym zakresie pewne postulaty *de lege lata* i *de lege ferenda*. W szczególności opracowanie koncentruje się na kolejnych definicjach przedmiotowych pojęć zawartych w dużej liczbie aktów prawnych o różnej randze, charakterze i miejscu w hierarchii aktów prawnych. W niniejszej części analizie podlega także proces tworzenia się analogicznych lub pokrewnych definicji w międzynarodowym prawie energii jądrowej, zwłaszcza w dokumentach *soft law* przyjmowanych pod auspicjami Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej, jako potencjalnego punktu odniesienia i materiału referencyjnego dla polskiego prawodawcy. Omówiono także kwestie cech systemu prawnego PRL jako jednej z determinantów rozwoju ówczesnego prawa energii jądrowej w Polsce, w tym zagadnienie zasad techniki prawodawczej w odniesieniu do definicji aktów prawnych.

Słowa kluczowe: Prawo energii jądrowej, Prawo atomowe, obiekt jądrowy, obiekt energetyki jądrowej, bezpieczeństwo jądrowe, prawo PRL.

Abstract: The article presents the evolution of the concepts of ‘nuclear installation’ (“obiekt jądrowy”) and ‘nuclear power facility’ (“obiekt energetyki jądrowej”) in Polish nuclear law and puts forward certain proposals in this regard, both *de lege lata* and *de lege ferenda*. In particular, the study focuses on successive definitions of these concepts contained in a large number of legal acts of varying rank, nature and place in the hierarchy of legal acts. In this part, the process of creating analogous or related definitions in international nuclear law is also analysed, especially in soft law documents adopted under the auspices of the International Atomic Energy Agency, as a potential reference material for the Polish legislator. The characteristics of the legal system of the Polish People’s Republic as one of the determinants of the development of nuclear law in Poland at that time were also discussed, including the issue of legislative technique principles in relation to the definition of legal acts.

Keywords: Nuclear law, Atomic law, nuclear installation, nuclear power facility, nuclear safety, the law of the Polish People’s Republic (1952–1989).

1. Wstęp

Określiwszy prawo energii jądrowej jako zbiór norm dotyczących wykorzystania tego rodzaju energii, należy zauważyć, że normy te zasadniczo dotyczą dwóch aspektów. Pierwszym z nich jest umożliwienie rozwoju (promocja) technologii jądrowych, które z uwagi na swą specyfikę od początku wymagały działań legislacyjnych dla określenia reguł funkcjonowania. Drugim jest kwestia mitygacji ryzyka związanego z wykorzystaniem energii jądrowej, a więc kwestia bezpieczeństwa. W zależności od fazy rozwoju sektora dominował jeden bądź drugi filar regulacji, choć dziś to niewątpliwie bezpieczeństwo jest priorytetem i stanowi fundament prawnego porządku energii jądrowej.

Wśród przedmiotów regulacji prawa energii jądrowej jednym z ważniejszych, zarówno dla kwestii promocyjnych, jak i bezpieczeństwa, są instalacje jądrowe, a więc elektrownie jądrowe oraz inne obiekty jądrowego cyklu paliwowego, takie jak: zakłady konwersji uranu, wzbogacania izotopowego, wytwarzania paliwa jądrowego, przerobu wypalonego paliwa jądrowego, przechowalniki wypalonego paliwa jądrowego, obiekty do przechowywania odpadów promieniotwórczych, reaktory badawcze i składowiska odpadów promieniotwórczych. Niektóre z nich prawo polskie określa mianem „obiektów jądrowych” lub „obiektów energetyki jądrowej”. Niektóre jednocześnie mieszczą się w dwóch kategoriach, a jeszcze inne nie należą do żadnej z nich. Z uwagi na różnice i niekonsekwencje w stosowanej terminologii oraz mogące powstać na tym tle wątpliwości interpretacyjne warto wyjaśnić znaczenie poszczególnych pojęć oraz przybliżyć proces kształtowania się obecnie stosowanego nazewnictwa.

Celem artykułu jest przyjrzenie się ewolucji terminologii polskiego prawa energii jądrowej w części odnoszącej się do współcześnie rozumianych obiektów jądrowych i obiektów energetyki jądrowej oraz zaproponowanie w tym zakresie wniosków *de lege lata* i *de lege ferenda*. Zagadnienie to nie było do tej pory przedmiotem dyskursu prawniczego, choć w stosowaniu prawa i w kolejnych nowelizacjach sektorowych aktów prawnych zawsze odgrywało ważną rolę praktyczną.

2. Prapoczątki – okres międzywojenny

O początkach prawa energii jądrowej w Polsce, mimo szczerkowego charakteru ówczesnej regulacji, można mówić już w odniesieniu do okresu II Rzeczypospolitej. Oczywiście obiekty i instalacje wchodzące współcześnie w zakres pojęciowy „obiektu jądrowego” wówczas nie istniały. Z urządzeń badawczych powstał wtedy jedynie pierwszy w Polsce akcelerator (jedyny do wojny) skonstruowany przez A. Soltana, który najprawdopodobniej jeszcze przed 1939 rokiem rozpoczął również pracę nad kolejnym akceleratorem (cyklotronem) i kontynuował je podczas okupacji¹ [29]. Ówczesne przepisy, nie tylko w Polsce, nie obejmowały swoim zakresem takich urządzeń z uwagi na ich śladową ilość i brak świadomości dotyczącej ryzyka ich stosowania. Polskie akty prawne dwudziestolecia międzywojennego odnosiły się zasadniczo do dwóch kategorii poddanych regulacji: aparatów rentgenowskich oraz substancji promieniotwórczych. Te pierwsze określano w języku prawnym jako „aparaty rentgenowskie”, „Roentgen”, „Rontgen”, „Röntgen”, „lampy rentgenowskie”² [14]. Te drugie funkcjonowały pod postacią „ciał radioaktywnych”, „materiałów radioaktywnych”, „substancji radioaktywnych”, „substancji radioaktywnych”, „pierwiastków promieniotwórczych”, a także jako wymieniane wprost rad, uran i jego związki oraz farby uranowe³ [26, 27]. W odróżnieniu od współczesnego celu wyodrębnienia definicji obiektów jądrowych i regulacji dotyczących jej *definiendum*, kwestie bezpieczeństwa nie stanowiły w dwudziestolecu międzywojennym głównego motoru działań legislacyjnych państwa. Prawodawca wręcz marginalnie dotykał kwestii współcześnie rozumianej ochrony radiologicznej, względnie ochrony radiologicznej pacjenta⁴, co znajduje potwierdzenie choćby w całkowitym braku regulacji w odniesieniu do bezpieczeństwa stosowania promieniowania rentgenowskiego i radu w medycynie⁵. Przesłanki warunkujące pojawienie się tych pojęć w powszechnie obowiązujących aktach prawnych były zgoła inne: wykorzystanie w ochronie zdrowia (zasady stosowania aparatów rentgenowskich w ochronie zdrowia niektórych grup funkcjonariuszy państwowych i ich rodzin), postępowanie karne (koszty stosowania aparatów rentgenowskich w postępowaniu karnym), prawo pracy i ubezpieczeń społecznych (uposażenie personelu pracującego przy aparatach rentgenowskich, choroby zawodowe, zakaz pracy młodo-

¹ Zob. H. Plucińska, *Andrzej Soltan 1897-1959 monografia bio-bibliograficzna*, Otwock-Świerk 1991, s. VIII, 4–6, 28.

² O imporcie urządzeń zagranicznych oraz o początkach rodzimej działalności produkcyjnej w tym zakresie zob. artykuł z epoki: A. Czajkowski, *Przemysł obcy a pierwociny wytwórczości rentgenotechnicznej polskiej*, *Przegląd Radiologiczny* 1928, nr 1–2, s. 78–88.

³ Zob. T. R. Nowacki, *Przepisy dotyczące ochrony radiologicznej w II Rzeczypospolitej*, [w:] *Sapientia ars vivendi putanda est. Księga jubileuszowa z okazji 60. urodzin profesora Dariusza Szpopera*, red. P. Dąbrowski, A. Korzeniewska-Lasota, M. Tarkowski, A. Ćwikła, M. Helmin, O. Kanecki, Sopot 2024, s. 701–705; tegoż, *Prapoczątki prawa energii jądrowej w Polsce. Ustawodawstwo II Rzeczypospolitej*, *Prawo i Wiedza* 2024, nr 6, s. 35.

⁴ Zob. współczesną definicję obu pojęć w art. 3 pkt. 20 i art. 21 ustawy z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (Dz. U. z 2001 r. Nr 3, poz. 18 ze zm., t.j. Dz. U. z 2024 r., poz. 1277).

⁵ Powodowało to nie tylko brak ochrony pacjenta i lekarza, ale również stanowiło przeszkodę w przypisaniu przesłanki niedbalstwa w działaniu lekarzowi przeprowadzającemu zabieg radiologiczny. Zob. Orzeczenie Sądu Apelacyjnego w Toruniu z dnia 31 sierpnia 1927 r., T 103/27, LEX nr 1681400.

cianych i kobiet w ciąży przy promieniowaniu jonizującym), kwestie celne dotyczące aparatów rentgenowskich i pokrewnego wyposażenia, kwestie własności górniczej radu. Regulacje, które można przypisać obszarowi ochrony radiologicznej, były niezwykle skąpe i dotyczyły trzech obszarów: zakazu stosowania uranu i jego związków w przemyśle kosmetycznym, zakazu barwienia żywności i przedmiotów użytkowych farbami uranowymi oraz transportu kolejowego materiałów promieniotwórczych. Za mieszczący się w obszarze ochrony radiologicznej można uznać również wspomniany wyżej zakaz pracy młodocianych i ciężarnych przy promieniowaniu jonizującym⁶ [27]. Brak aktywności legislacyjnej państwa stwarzał istotną lukę regulacyjną, która była częściowo wypełniana poprzez samoregulację branży radiologicznej. Prowadzona była ona głównie przez lekarzy radiologów zrzeszonych w Polskim Lekarskim Towarzystwie Radiologicznym, a obejmowała m.in. także kwestie terminologiczne dotyczące polskich odpowiedników terminów fachowych używanych w innych językach⁷ [27].

3. Od bomby do elektrowni. Początki cywilnego zastosowania energii jądrowej na świecie. Pierwsze obiekty jądrowe

Okres rozwoju cywilnych programów energii jądrowej na świecie przypadł na lata pięćdziesiąte XX wieku. Po raz pierwszy energię elektryczną za pomocą reaktora jądrowego wytworzono w 1951 roku w eksperymentalnej instalacji w Idaho w USA. Reaktor EBR I najpierw zasiliał zaledwie 4 żarówki, następnie podniesiono jego moc do około 100 kWe, dzięki czemu był on w stanie zasilać w energię elektryczną budynek reaktora⁸ [20]. 8 grudnia 1953 roku prezydent USA Dwight D. Eisenhower przedstawił w przemówieniu wygłoszonym na forum Zgromadzenia Ogólnego ONZ zarys koncepcji przekierowania potencjału energii jądrowej, od 1945 roku kojarzonej wyłącznie z wykorzystaniem militarnym, do celów rozwoju gospodarczego świata („*Atoms for Peace*”) [1]. Niedługo potem, w 1954 roku Związek Sowiecki uruchomił w Obnińsku pierwszą elektrownię jądrową o mocy 5 MWe, która zasilala lokalną sieć¹⁰ [28], a w komunikacie rządowym z 15 stycznia 1955 roku¹¹ [12] wyraził analogiczną do USA wolę udostępnienia swojej wiedzy innym państwom. W tym samym roku pod auspicjami ONZ zorganizowano

w Genewie międzynarodową konferencję poświęconą pokojowemu wykorzystaniu energii jądrowej. W 1956 roku energię elektryczną wyprodukował reaktor o mocy 5 MWe we francuskim Marcoule. W tym samym roku rozpoczęła eksploatację pierwsza na świecie komercyjna elektrownia jądrowa z reaktorami o mocy 55 MWe w Calder Hall w Zjednoczonym Królestwie. W 1957 roku eksploatację rozpoczęła także pierwsza amerykańska komercyjna elektrownia jądrowa o mocy 60 MWe w Shippingport¹² [28]. Wkrótce rozpoczęły też działalność trzy, istniejące do dziś, organizacje międzynarodowe zajmujące się wykorzystywaniem energii jądrowej: Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (1957), Europejska Wspólnota Energii Atomowej (1958) oraz Agencja Energii Jądrowej NEA-OECD (1958)¹³. Ich celem głównym była i pozostaje po dziś dzień promocja energii, w tym energetyki, jądrowej, m.in. poprzez ułatwienie i koordynację jej rozwoju w Europie i na świecie.

4. Działalność prawotwórcza w zakresie prawa energii jądrowej w PRL

Prawo energii jądrowej w PRL powstawało i funkcjonowało w rzeczywistości ówczesnego systemu prawnego. Cechowały go niepewność reguł rządzących stanowieniem prawa, nieprecyzyjność zarysowanych przez przepisy ustrojowe kompetencji prawotwórczych organów państwa i ich wzajemnych relacji, funkcjonowanie aktów normatywnych spoza katalogu konstytucyjnego, przewaga aktów resortowych w regulacji stosunków gospodarczych (tzw. prawa powielaczowego), które co do zasady nie podlegały ogłoszeniu. Na „system” norm prawa energii jądrowej składały się współistniejące akty o różnych kategoriach i nazwach pochodzące od różnych podmiotów bez jednoznacznie określonej struktury i hierarchii. Wśród nich znajdowały się ustawy, rozporządzenia Rady Ministrów i ministrów, uchwały Prezydium Rządu i Rady Ministrów, zarządzenia Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej (Pełnomocnik) oraz innych organów, inne akty lub dokumenty o charakterze wytycznych i zaleceń oraz akty normalizacyjne, a także, w pewnym zakresie, akty prawa międzynarodowego: umowy międzynarodowe i instrumenty *soft law*. Zarówno ilościowo, jak i pod względem szerokości i głębokości regulacji decydującą rolę odgrywały wśród nich akty rangi podstawowej. Funk-

⁶ Zob. T. R. Nowacki, *Przepisy*, s. 700–705.

⁷ Zob. tamże, s. 705–709.

⁸ Zob. R. Michal, *Fifty years ago in December: Atomic reactor EBR-I produced first electricity*, Nuclear News 2001, nr 11, s. 28–29.

⁹ Całość mowy dostępna jest m.in. na stronie MAEA: <https://www.iaea.org/about/history/atoms-for-peace-speech> (dostęp 04.03.2025).

¹⁰ A. M. Petrosyants, *A pioneer of nuclear power*, IAEA Bulletin 1984, nr 4, s. 42.

¹¹ Komunikat o postanowieniu rządu radzieckiego w sprawie udzielenia pomocy naukowo-technicznej i produkcyjnej innym państwom w zakresie rozwoju badań odnośnie wykorzystania energii jądrowej dla celów pokojowych, Moskwa 18 stycznia 1955 [w:] *Dokumenty i materiały do historii stosunków polsko-radzieckich*, t. X, Warszawa 1982, s. 399.

¹² A.M. Petrosyants, dz. cyt., s. 42.

¹³ W latach 1958–1972 funkcjonującą jako Europejska Agencja Energii Jądrowej.

cjonowały one na pograniczu sfery wewnętrznej i zewnętrznej administracji, będąc formalnie aktami nie odróżniającymi się od aktów organizacji lub kierowania (np. „zarządzenie”, „instrukcja”, „przepisy”), a równocześnie w znaczeniu materialnym, zarówno w aspekcie podmiotowym, jak i przedmiotu regulacji, nie pozostawiały złudzeń co do zewnętrznego charakteru. Szczególnie istotne były zarządzenia Pełnomocnika, którego aparat dodatkowo przygotowywał, względnie odgrywał znaczącą rolę w przygotowywaniu projektów aktów prawnych z obszaru prawa energii jądrowej pochodzących od innych organów. Istotne pod względem ilości i zakresu regulacji były również akty ministra właściwego do spraw zdrowia (Ministra Zdrowia, a od 1960 r. Ministra Zdrowia i Opieki Społecznej – MZiOS) w postaci rozporządzeń, zarządzeń i instrukcji. Istniała tu swoista dychotomia: Pełnomocnik odpowiadał za całokształt zagadnień technicznych, w tym za regulację współcześnie rozumianych obiektów jądrowych, a MZiOS za aspekty sanitarno-lecznicze¹⁴. Cezurę stanowi rok 1986, w którym została uchwalona i weszła w życie pierwsza ustawa – Prawo atomowe¹⁵ kompleksowo regulująca kwestie bezpieczeństwa wykorzystania energii jądrowej i promieniowania jonizującego. Wraz ze stopniowo rozwijającym katalogiem aktów wykonawczych stanowiła ona pierwszy krok w uporządkowaniu istniejącego do tej pory nieprzejrzystego i niepełnego systemu norm¹⁶ [22, 23, 26].

5. Definicje legalne a zasady techniki prawodawczej w PRL

Rozważania w zakresie formowania siatki pojęciowej jakiegokolwiek obszaru prawa warto rozpocząć od ustaleń, czy w momencie tworzenia przepisów istnieją reguły dotyczące formułowania definicji legalnych pojęć używanych w projektowanych i przyjmowanych (uchwalanych, wydawanych) aktach normatywnych. Pierwsze akty prawne dotyczące współcześnie rozumianych obiektów jądrowych powstawały na przełomie lat 50. i 60. XX w., a więc w okresie, w którym wciąż formalnie (do końca 1961 roku)

obowiązywały Zasady techniki prawodawczej (ZTP) przyjęte zarządzeniem Prezesa Rady Ministrów z dnia 13 maja 1939 r. nr 55-63/4¹⁷. Zgodnie z ogólną dyrektywą § 9 ust. 1 ZTP do oznaczenia jednakowych pojęć należało używać jednakowych wyrazów i jednakowych terminów prawnych. ZTP zawierały też bezpośredni obowiązek stosowania definicji legalnych zawarty w § 9 ust. 5, który przewidywał, iż „Jeżeli zachodzi możliwość różnego pojmowania użytego wyrazu, należy go objaśnić”. Przywołane przepisy umieszczone były w części I „Akty ustawodawcze”, jednak stosownie do dyspozycji normy § 60 ZTP znajdowały zastosowanie także do rozporządzeń. Na gruncie literalnej wykładni ZTP należałoby zatem stwierdzić, że nie miały one zastosowania do projektów innych aktów, w tym uchwał Rady Ministrów i zarządzeń. Z drugiej strony wydaje się, że istnieją jednak argumenty za rozciągnięciem mocy obowiązującej ZTP także na projekty tych aktów. Samoistne uchwały normatywne Rady Ministrów w obszarach nieuregulowanych ustawowo niejako zastępowały ustawy, z kolei wydawane na ich podstawie normatywne zarządzenia pełniły funkcję aktów wykonawczych. Bez względu na wynik rozważań w tym zakresie oczywiste jest, że zastosowanie ZTP do projektów innych aktów, zwłaszcza zawierających normy w praktyce funkcjonujące jako normy generalne i abstrakcyjne (niezależnie od formalnego charakteru zawierających je aktów), nie stoi w sprzeczności z zasadami państwa prawnego i nie niesie negatywnych skutków dla adresatów ich norm. Wręcz przeciwnie, stosowanie jasnej i spójnej terminologii może tylko poprawić jakość prawa i ułatwić jego stosowanie.

W obowiązujących od 1 stycznia 1962 r. nowych ZTP¹⁸ nie było bezpośrednich odniesień do kwestii definiowania pojęć. Zawierały one tylko ogólną dyrektywę (§ 3), zgodnie z którą „Do oznaczenia jednakowych pojęć należy w projektach aktów używać jednakowych wyrazów i określić prawniczych, jakie przyjęte są w obowiązującym ustawodawstwie (np. w kodeksach)”. ZTP znajdowały zastosowanie do opracowania zarówno projektów aktów ustawodawczych (ustawy i dekrety – § 1 pkt 1), jak i do aktów wykonawczych w postaci rozporządzeń, normatywnych

¹⁴ Ta dychotomia w pewnej mierze przetrwała do dziś. Prezes PAA, będący po szeregu zmian instytucjonalnych niejako sukcesorem Pełnomocnika, odpowiedzialny jest za nadzór i kontrolę technicznych aspektów bezpieczeństwa jądrowego źródeł zagrożenia (np. obiektów jądrowych i źródeł promieniotwórczych) oraz ochrony radiologicznej pracowników i ogółu ludności, a ochrona radiologiczna pacjenta pozostaje w gestii inspekcji sanitarnej (decyzje administracyjne) i ministra właściwego do spraw zdrowia (wydawanie rozporządzeń).

¹⁵ Ustawa z dnia 10 kwietnia 1986 r. – Prawo atomowe (Dz. U. Nr 12, poz. 70 ze zm.).

¹⁶ Zob. T.R. Nowacki, *Charakterystyka źródeł prawa energii jądrowej w PRL (do 1986 r.)*, Prawo i Więź 2025, nr 5 (w druku). O niektórych innych, głównie ustrojowych, aspektach prawa energii jądrowej czasu PRL zob. także T.R. Nowacki, *Ewolucja prawnego statusu organów nadzorujących bezpieczeństwo wykorzystywania energii jądrowej w Polsce*, Zeszyty Prawnicze UKSW 2018, nr 3, s. 115–149; P. Dąbrowski, *Origins, Legal Regulations and Structure of the Atomic Energy Authority (1973-1976). A Historical and Legal Overview of the Subject*, Prawo i Więź 2024, nr 6, s. 75–85; tegoż, *Rozwój polskiej atomistyki i nadzoru nad nią w latach 1945-1982*, [w:] *Kronika. 40 lat Państwowej Agencji Atomistyki 1982-2022*, red. P. Dąbrowski, Warszawa 2023, s. 8–40; K. Młynarkiewicz, *State Council for the Peaceful Uses of Nuclear Energy. Statutory position, scope of action, competences and tasks*, Annales Pomorienses. Ius 2024, nr 3, s. 136–148.

¹⁷ Niepubl. Zarządzenie wydano jedynie w postaci publikacji zwartej jako *Zasady techniki prawodawczej (obowiązujące w zakresie prac prawodawczych Rządu stosownie do zarządzenia Prezesa Rady Ministrów z dnia 13 maja 1939 r. nr 55-63/4)*, Warszawa 1939.

¹⁸ Przyjęte zarządzeniem nr 238 Prezesa Rady Ministrów z dnia 9 grudnia 1961 r. w sprawie *Zasad techniki prawodawczej*. Również to zarządzenie nie zostało opublikowane w dzienniku urzędowym i ukazało się jedynie jako druk zwarty. Zob. *Zasady techniki prawodawczej*, Warszawa 1962.

uchwał Rady Ministrów oraz normatywnych zarządzeń Prezesa Rady Ministrów i ministrów (§ 1 pkt 2, § 70). Uchwały Rady Ministrów, pod warunkiem posiadania przymiotu normatywności, były zatem *expresis verbis* objęte zakresem ZTP w nowym brzmieniu, natomiast w odniesieniu do normatywnych zarządzeń Pełnomocnika literalna interpretacja § 1 pkt 2 ZTP wykluczałaby je ze swojego zakresu przedmiotowego. Zastosować należy tu jednak wyżej wskazaną argumentację. W odniesieniu do ZTP z 1961 roku wzmacnia ją dodatkowo fakt, że Pełnomocnik posiadał status centralnego organu administracji rządowej innego niż minister. Nie będąc członkiem Rady Ministrów, sprawował on funkcję niejako zbliżoną do funkcji ministra (Pełnomocnik Rządu) lub wręcz sprawował funkcję *de facto* ministra odpowiedzialnego za rozwój i bezpieczne stosowanie energii, w tym energetyki jądrowej. Z tego powodu odpowiednie zastosowanie przepisu § 1 pkt 2 w części dotyczącej zarządzeń ministrów, wydaje się nie tylko dopuszczalne, ale wręcz konieczne.

6. Początki terminologii w prawie międzynarodowym

Szukając źródeł terminologii rodzącego się polskiego prawa energii jądrowej, należy sięgnąć do istniejących wówczas norm prawa międzynarodowego w tym zakresie, obejmujących także *soft law*, jako potencjalnego źródła inspiracji i zapożyczeń. Szczególną uwagę należy zwrócić na prawotwórczy dorobek Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA), której Polska jest członkiem założycielem biorącym aktywny udział w jej pracach. Organizacja ta utworzona została na podstawie Statutu z 1956 roku¹⁹. Statut jest umową międzynarodową konstytuującą Agencję, a więc wiążącym aktem prawnym, który jednocześnie określa zasady jej funkcjonowania, w tym uprawnienia w zakresie stanowienia norm prawnych. Statut nie zawiera żadnych odniesień do obiektów jądrowych. Brak w nim nie tylko ewentualnej definicji, ale też samego pojęcia. Statut nadaje jednak Agencji uprawnienie do przyjmowania norm bezpieczeństwa (*safety standards*) mających na celu ochronę zdrowia, życia i mienia, łącznie z normami dotyczącymi warunków pracy (art. III.A.6.). Akty te nie mają co do zasady mocy wiążącej i zaliczyć je należy do *soft law*, które jednak stanowią znaczący element prawnomiędzynarodowego reżimu energii jądrowej.

Z uwagi na swą wartość merytoryczną oraz autorytet tworzącej je organizacji są one powszechnie stosowane przez państwa członkowskie oraz organizacje międzynarodowe jako ważna wskazówka przy tworzeniu norm w obszarze energii, w tym energetyki jądrowej²⁰ [24]. W odniesieniu do pierwszych trzech dekad istnienia MAEA to w tych aktach należy poszukiwać rodzącej się terminologii²¹.

W dokumencie z serii norm bezpieczeństwa wydanym w 1958 roku *Safe Handling of Radioisotopes* [6] pojawia się termin „*installation*”, jednakże bez definicji. Z kontekstu wynika, że nie odpowiadał on współczesnemu pojęciu obiektu jądrowego. Należało go rozumieć w bardzo ogólnym znaczeniu jako każde urządzenie, aparaturę, przyrządy, sprzęt i obiekty (np. budynki), w którym były stosowane źródła promieniotwórcze.

W 1960 roku zatwierdzono *The Agency's Health and Safety Measures* [10], dokument określający podstawową strukturę norm bezpieczeństwa, tj. podział na dwie kategorie tych norm, które MAEA powinna ustanawiać. Pierwszą z nich były podstawowe normy bezpieczeństwa (maksymalne dopuszczalne poziomy narażenia na promieniowanie) wraz z podstawowymi zasadami operacyjnymi, a drugą stanowiły szczegółowe normy operacyjne odnoszące się do poszczególnych obszarów. Dokument ten posługiwał się kilkoma terminami: „*nuclear facility*”, „*facility*”, „*installation*” ponownie bez definicji i w nieokreślonym, ogólnym znaczeniu obejmującym każdą instalację lub obiekt.

W dokumencie dotyczącym reaktorów badawczych i zestawów krytycznych z 1961 roku *Safe Operation of Critical Assemblies and Research Reactors*²² [7] terminem „*nuclear installations*”, choć brak jest definicji tego pojęcia, określa się trzy kategorie obiektów, z których każda posiada definicję: zestawy podkrytyczne, zestawy krytyczne i reaktory badawcze. Za zestaw podkrytyczny dokument uznawał zestaw składający się z paliwa jądrowego i moderatora w przypadku, gdy ilość paliwa i moderatora jest niewystarczająca, aby umożliwić osiągnięcie krytyczności nawet przypadkowo²³ [7]. Zestaw krytyczny oznaczał układ powielający neutrony, który ma elastyczny charakter, złożony z materiałów rozszczepialnych i innych materiałów wykorzystywanych w technikach jądrowych, wykorzystywany głównie do określania masy krytycznej i innych właściwości zespołu lub materiałów²⁴ [7]. Reaktorem

¹⁹ Statut Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej podpisany w Nowym Jorku dnia 26 października 1956 r. (Dz. U. 1958 Nr 41, poz. 187).

²⁰ Zob. T.R. Nowacki, *Możliwość uznania standardów bezpieczeństwa MAEA za źródło prawa w świetle Konstytucji Rzeczypospolitej Polskiej*, [w:] *Księga pamiątkowa w czterdziestolecie pracy naukowej prof. B. Banaszaka*, red. H. Babiuch, P. Kapusta, J. Michalska, Legnica 2017, s. 639–659.

²¹ Z uwagi na osadzenie terminu „obiekt jądrowy” w obszarze bezpieczeństwa jądrowego pomija się w niniejszym opracowaniu terminologię i definicje znajdujące się w aktach prawnych z innych obszarów prawa energii jądrowej, jak np. odpowiedzialność cywilna za szkodę jądrową czy ochrona fizyczna obiektów i materiałów jądrowych. Rozważania nie obejmują też innych dokumentów MAEA, takich jak raporty, opracowania, informacje.

²² IAEA, *Safe Operation of Critical Assemblies and Research Reactors*, Safety Series No. 4, Vienna 1961.

²³ Ibidem, pkt 1.4.1., s. 13: „A subcritical assembly is an assembly of nuclear fuel and moderator where insufficient fuel and moderator is present to enable criticality to be achieved, even if only accidentally”.

²⁴ Ibidem, pkt 1.4.2., s. 13: „A critical assembly is a neutron multiplying system which is flexible in character, assembled from fissile and other materials used in nuclear techniques, and used mainly for the determination of critical mass and other characteristics of the assembly or materials”.

badawczym określono zaś bardziej trwały system wykorzystywany głównie do wytwarzania strumienia neutronów i promieniowania jonizującego wykorzystywanego do celów badawczych i napromieniowywania materiałów²⁵ [7].

Przyjęty w 1962 roku dokument dotyczący norm ochrony radiologicznej *Basic Safety Standards for Radiation Protection* [2] stosował, choć bez definicji, pojęcie „*installation*” w odniesieniu do urządzeń i substancji zdolnych do wytwarzania promieniowania jonizującego. Tak szeroki zakres obejmował zatem także współcześnie rozumiane obiekty jądrowe²⁶.

W dokumencie z zakresu monitoringu środowiskowego z 1966 roku *Manual on Environmental Monitoring in Normal Operation* [5] używano następujących pojęć, które choćby częściowo odpowiadają niektórym kategoriom współcześnie rozumianych obiektów jądrowych: „*plant*”, „*nuclear plant*”, „*fuel reprocessing plant*”, „*uranium processing plant*”, „*nuclear reactor*”, „*experimental reactor*”. Dokument nie definiował jednak tych pojęć, pozostawiając ich wykładnię zwykłemu znaczeniu językowemu. Podobnie czynił inny dokument z tego samego roku dotyczący kontroli zanieczyszczeń powietrza pochodzących z obiektów jądrowych [9]. Mimo iż nie zawierał formalnej definicji zwrotu „*nuclear facilities*” (co podobnie jak termin „*nuclear installations*” można przetłumaczyć jako „obiekty jądrowe”), zaliczał do tej kategorii reaktory energetyczne i badawcze (wraz z zestawami krytycznymi), laboratoria, w tym radioizotopowe, oraz inne obiekty badawcze, gdzie ma miejsce produkcja, stosowanie i obchodzenie się z radionuklidami i innymi toksycznymi materiałami i których eksploatacja wiąże się z ryzykiem zanieczyszczenia powietrza²⁷.

W 1969 roku przyjęto pierwszy dokument dotyczący wyłącznie elektrowni jądrowych *Safe Operation of Nuclear Power Plants. Code of Practice* [8]. Obejmował on swym zakresem „stacjonarne elektrownie jądrowe, których główną funkcją jest wytwarzanie energii cieplnej, mechanicznej lub elektrycznej”. Bez definiowania stosował on terminy: „*nuclear power plant*”, „*reactor*”, „*installation*”, „*reactor installation*”, „*reactor facility*”. Niedefiniowanych zwrotów, tym razem „*nuclear plant*” i „*reactor plant*”, użyto także w dokumencie z 1970 roku dotyczącym układu

i zawartości raportów bezpieczeństwa dla elektrowni jądrowych [4].

W 1976 roku w dokumencie zastępującym *The Agency's Health and Safety Measures* z 1960 roku [10] pojawiła się pierwsza definicja „obektów jądrowych” („*nuclear facilities*”) obejmująca „obiekty takie jak zakłady wzbogacania i produkcji paliwa, reaktory, zakłady przerobu paliwa i zakłady postępowania z odpadami, stanowiące część jądrowego cyklu paliwowego”. Definicja ta nie obejmowała kopalń i zakładów przeróbki rudy uranowej²⁸ [11]. Kryterium wyróżniającym ww. obiekt i ujęcia ich w definicji obiektów jądrowych była zatem możliwość zaistnienia samopodtrzymującej się reakcji rozszczepienia jądrowego²⁹. W dwa lata później w dokumencie z zakresu organizacji aparatu państwa do celów regulacji działalności elektrowni jądrowych [3] zdefiniowano elektrownię jądrową jako „reaktor lub reaktory na neutrony termiczne wraz ze wszystkimi strukturami, systemami i komponentami niezbędnymi do zapewnienia bezpieczeństwa i produkcji energii, tj. ciepła lub elektryczności.”³⁰

W dokumentach MAEA widać to, czego z łatwością dopatrzeć się można także w polskich regulacjach. Przez długi czas widoczny był brak stałej siatki pojęciowej, która dopiero się tworzyła i ewoluowała. Poszczególne określenia stosowano niekonsekwentnie. W zależności od obszaru regulacji używano innych terminów, a równocześnie nie było widać kontynuacji w nazewnictwie tam, gdzie było to możliwe. Stosowanie poszczególnych określeń było płynne. Czasem na określenie tego samego stosowano różnicowane nazewnictwo, czasem odwrotnie – tym samym wyrażeniem określano różne obiekty. W kolejnych dokumentach regulowano poszczególne wycinki działalności z wykorzystaniem różnego rodzaju obiektów, więc nie zauważano potrzeby tworzenia spójnej terminologii. Dla adresatów zaleceń, którymi w państwach, instytucjach i przedsiębiorstwach byli *de facto* eksperci-praktycy (część z nich brała aktywny udział w tworzeniu zaleceń MAEA), były one zresztą zrozumiałe, a tworzenie spójnej siatki pojęciowej nie było priorytetem. Co do zasady brak było definicji. O ile reaktory badawcze (3 kategorie) zdefiniowano w 1961 roku, to pierwsza definicja obiektów jądrowych, jako wyodrębnionej kategorii, pojawiła się w 1976 roku, a definicja elektrowni jądrowych w 1978 roku.

²⁵ Ibidem, pkt 1.4.2., s. 13: „A research reactor is a more permanent system used mainly for the generation of neutron flux and ionizing radiations used for research purposes and irradiation of materials”.

²⁶ Zob. [2] pkt 5.1.1.2., s. 22, pkt 5.1.2.1.4., s. 24, pkt 5.1.2.2.1., s. 25.

²⁷ Dokument [9] incydentalnie stosował też pojęcie „radioactive facilities”.

²⁸ Zob. [11] pkt 1.5., s. 5: „„Nuclear facilities” means facilities, such as fuel enrichment and fabrication plants, reactors, fuel reprocessing plants and waste management facilities, forming part of the nuclear fuel cycle, but excludes facilities, such as mines and mills, concerned with raw materials”.

²⁹ Podobna koncepcja już w 1959 r. legła u podstaw wyróżnienia jednej z kategorii obiektów wymagających zezwolenia („*licence*”) w prawie brytyjskim („każdy zakład zaprojektowany lub przystosowany do wytwarzania energii atomowej w procesie rozszczepienia, w którym kontrolowana reakcja łańcuchowa może być utrzymywana bez dodatkowego źródła neutronów”). Zob. art. 1.(1)(a) Nuclear Installations (Licensing and Insurance) Act, 1959 c. 46 (Regnal 7&8 Eliz. 2). Dla porównania niemiecka ustawa z tego samego roku wymagała zezwolenia dla instalacji „do produkcji lub rozszczepiania paliwa jądrowego lub do przerobu napromieniowanego paliwa jądrowego”. Zob. § 7 Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz) vom 23. Dezember 1959 (BGBl. I 1959, S. 814).

³⁰ Zob. [3], s. 28: „A thermal neutron reactor or reactors together with all structures, systems and components necessary for Safety and for the production of power, i.e. heat or electricity”.

Definicja obiektu jądrowego opierała się na kryterium możliwości wystąpienia samopodtrzymującej się reakcji jądrowej. Wcześniej określenia takie jak „*nuclear facility*” lub „*nuclear installation*” obejmowały szersze kategorie obiektów, urządzeń i instalacji.

7. Kształtowanie się siatki pojęciowej w Polsce

Pierwszym zastosowanym w polskim akcie prawnym pojęciem, które mogło obejmować swym zakresem współcześnie rozumiane obiekty jądrowe, było **urządzenie przemysłowe, w którym stosuje się substancje promieniotwórcze**. Posłużono się nim w rozporządzeniu Rady Ministrów z dnia 23 maja 1957 roku w sprawie bezpieczeństwa i higieny pracy przy stosowaniu promieniowania jonizującego³¹. Wprowadzało ono (w § 89) obowiązek opiniowania przez organy Państwowej Inspekcji Sanitarnej i Technicznej Inspekcji Pracy planów budowy, przebudowy i eksploatacji „urządzeń przemysłowych, w których stosuje się substancje promieniotwórcze”. Rozporządzenie nie zawierało jednak definicji tego sformułowania, mimo iż posiadało katalog definicji stosowanych w nim pojęć (por. § 1 a *contrario*).

Urządzenia techniki jądrowej. Pojęcie to po raz pierwszy pojawiło się w zarządzeniu nr 16/58 Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej z dnia 10 listopada 1958 roku o utworzeniu przedsiębiorstwa państwowego pod nazwą „Biuro Urządzeń Techniki Jądrowej”³². Nie posiadało ono jednak definicji i zawierało się jedynie w nazwie utworzonego przedsiębiorstwa. Z treści aktu wynika jednak, że odnosiło się ono nie do obiektów jądrowych rozumianych współcześnie, lecz do „urządzeń” w rozumieniu wyposażenia, sprzętu, aparatury i materiałów (por. § 4 pkt 1 i 2). Również w strukturze biura brak było komórek zajmujących się reaktorami lub innymi obiektami jądrowymi w dzisiejszym rozumieniu³³. Bez określenia desygnatu pojęciowego termin ten funkcjonował także w szeregu innych aktów prawnych wydawa-

nych w latach 1961–1965 i dotyczących tego przedsiębiorstwa, gdzie występował niemal wyłącznie w jego nazwie³⁴. Wyrażenie to występuje również jako niezdefiniowane pojęcie w dwóch innych aktach. Pierwszym z nich jest zarządzenie nr 42/62 Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej z dnia 27.XII.1962 roku o utworzeniu przedsiębiorstwa Państwowego pod nazwą „Biuro Studiów i Projektów Techniki Jądrowej – Proatom”³⁵. Widać tu jednak typowy brak konsekwencji prawodawcy w konstruowaniu precyzyjnego nazewnictwa. Termin ten pojawia się nie tylko pod nieco rozszerzoną postacią, ale też w dwóch alternatywach: „obektów i urządzeń techniki jądrowej lub (podkreślenie T.N.) związanych z wykorzystaniem energii jądrowej” (§ 4 pkt 1) oraz „obektów i urządzeń techniki jądrowej i (podkreślenie T.N.) związanych z wykorzystaniem energii jądrowej” (§ 4 pkt 3). Drugim z aktów jest zarządzenie nr 33/64 Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej z dnia 23 listopada 1964 roku w sprawie organizacji i zakresu działania służby awaryjnej dla usuwania skutków awarii radiologicznych³⁶. Stosownie do § 2 zarządzenia zadaniem służby awaryjnej był m.in. nadzór nad „pracami poawaryjnymi” w zakładach posiadających urządzenia techniki jądrowej lub urządzenia wytwarzające promieniowanie jonizujące.

Wspomniane akty w większości nie miały charakteru normatywnego. Dotyczyły głównie czynności jednorazowych, takich jak utworzenie przedsiębiorstwa, zmiana jego struktury czy przekazanie majątku. Te, które zawierały normy dające się określić normami o charakterze ogólnym, były nieliczne i nie dotyczyły zasad funkcjonowania przedmiotowych urządzeń, względnie obiektów (tryb powoływania pracowników na stanowiska kierownicze, organizacja wstępnego stażu pracy w przedsiębiorstwie dla absolwentów szkół), a ich zakres podmiotowy był bardzo ograniczony i obejmował wyłącznie zatrudnionych w przedsiębiorstwie, co czyniło z nich akty o charakterze wewnętrznym tworzone dla przedsiębiorstwa przez organy nadzoru.

³¹ Dz. U. Nr 34, poz. 148.

³² Niepubl., ze zm.

³³ Zob. załączniki nr 1 i 2 do zarządzenia nr 25/63 Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej z dnia 22 maja 1963 r. w sprawie organizacji P.P. Biuro Urządzeń Techniki Jądrowej w Warszawie (niepubl., ze zm.).

³⁴ Zob. zarządzenie Ministra Przemysłu Ciężkiego i Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej z dnia 6 listopada 1961 r. w sprawie przekazania przez przedsiębiorstwo państwowe „Eltra” – Zakłady Wytwarzania Elektrotechnicznych w Bydgoszczy Wydziału Elektroniki, położonego w Bydgoszczy przy ul. Glinki róg Solnej, przedsiębiorstwu państwowemu: Biuro Urządzeń Techniki Jądrowej w Warszawie (niepubl.). Zob. zarządzenia Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej: nr 43/62 z dnia 28 grudnia 1962 r. w sprawie utworzenia w ramach P.P. „Biuro Urządzeń Techniki Jądrowej” zakładu doświadczalnego pod nazwą „Zakład Doświadczalny – Służewiec” (niepubl.); nr 25/63 z dnia 22 maja 1963 r. w sprawie organizacji P.P. Biuro Urządzeń Techniki Jądrowej w Warszawie (niepubl., ze zm.); nr 17/64 z dnia 12 maja 1964 r. w sprawie ustalenia trybu powoływania pracowników na niektóre stanowiska kierownicze w Biurze Urządzeń Techniki Jądrowej (niepubl.); nr 18/64 z dnia 14 maja 1964 r. w sprawie wstępnego stażu pracy absolwentów szkół wyższych, zasadniczych i średnich szkół zawodowych oraz średnich szkół ogólnokształcących, zatrudnionych w P.P. „Biuro Urządzeń Techniki Jądrowej” (niepubl.); nr 27/65 z dnia 13 listopada 1965 r. w sprawie wyodrębnienia w przedsiębiorstwie państwowym „Biuro Urządzeń Techniki Jądrowej” ośrodków techniki jądrowej na zasadach pełnego wewnętrznego rozrachunku gospodarczego i zmiany zarządzenia nr 25/63 z dnia 22.V.1963 r. o organizacji P.P. Biuro Urządzeń Techniki Jądrowej w Warszawie (niepubl.). Zob. zarządzenie nr 46 Ministra Handlu Zagranicznego z 26 lipca 1965 r. P.OII-033/13 w sprawie ustanowienia branżowych komitetów doradczych przy przedsiębiorstwie handlu zagranicznego: „ELEKTRIM” Polskie Towarzystwo Handlu Zagranicznego dla Elektrotechniki (Dz. Urz. MHZ Nr 17, poz. 100).

³⁵ Niepubl.

³⁶ Niepubl.

Specjalne urządzenia techniki jądrowej. Terminem tym posłużyły się dwie kolejne uchwały Rady Ministrów z 9 maja 1961 roku. Pierwszą z nich, uchwałą nr 169/61 Rady Ministrów z dnia 9 maja 1961 roku o zmianie uchwały nr 444 Prezydium Rządu z dnia 11 lipca 1956 roku w sprawie usprawnienia zarządzania problemami związanymi z pokojowym wykorzystaniem energii jądrowej³⁷ nadano statut Pełnomocnikowi Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej, organowi powołanemu w 1956 roku uchwałą zmieniającą. Stosownie do § 3 pkt 3 lit. d Statutu Pełnomocnika, stanowiącego załącznik do uchwały, odpowiadał on m.in. za „nadzór nad prawidłowością użytkowania specjalnych urządzeń techniki jądrowej, takich jak reaktory, akceleratory, generatory neutronów itp.” Tym samym w 3 lata po uruchomieniu pierwszego polskiego reaktora jądrowego („Ewa”)³⁸ [19] stworzono pierwsze w polskim języku prawnym pojęcie obejmujące swym zakresem *explicite* niektóre obiekty jądrowe w rozumieniu dzisiejszego Prawa atomowego. „Specjalne urządzenia techniki jądrowej” nie miały klasycznej definicji o abstrakcyjnym charakterze. Definiens został skonstruowany jako katalog otwarty z wyliczeniem przykładowych pozycji. Stanowiło to niemal regułę, którą prawodawca stosował także w innych definicjach zawartych w pozostałych aktach prawnych z tego zakresu. Przykłady podane w wyliczeniu ograniczały się do urządzeń, które były w stanie wytwarzać neutrony. Zastosowanie wyrażenia „i tym podobne” oznacza zatem, że oprócz już wymienionych kategorii za „specjalne urządzenia techniki jądrowej” mogły być uważane jedynie urządzenia zbliżone do nich charakterystyką pracy. Oznacza to, że niektóre kategorie współcześnie rozumianych obiektów jądrowych nie były objęte tą definicją (np. zakład produkcji paliwa, obiekt do przechowywania odpadów promieniotwórczych). Co więcej, kontekst całego aktu, ale i okoliczności faktycznych związanych z jego przyjęciem zdają się sugerować, że użyty w nim termin „reaktory” rozumiano w zawężonym znaczeniu obejmującym jedynie reaktory badawcze. Oczywiście wykładnia językowa pozwala na objęcie zakresem tego pojęcia wszelkich reaktorów jądrowych bez względu na ich przeznaczenie, a więc także reaktorów energetycznych wykorzystywanych do produkcji energii elektrycznej lub ciepła.

Definicja ta została powtórzona w kolejnej uchwale Rady Ministrów (drugiej przyjętej tego samego dnia), tj. w uchwale nr 170/61 z 9 maja 1961 roku w sprawie ochrony przed promieniowaniem jonizującym³⁹ w części określa-

jącej zadania Pełnomocnika w zakresie ochrony przed promieniowaniem jonizującym (§ 6 pkt 3). Jednocześnie, równoległe do tego pojęcia, uchwała ta używała wyrażen bardzo zbliżonych w postaci **aparatów i urządzeń wytwarzających promieniowanie jonizujące** oraz **aparatów wytwarzających promieniowanie jonizujące**. Pierwsze z nich pojawiło się w definicji ochrony radiologicznej i zostało zdefiniowane również poprzez stworzenie otwartego katalogu przykładowych pozycji jako „aparaty rentgenowskie, reaktory, akceleratory, generatory neutronów itp.” (§ 1pkt 1 lit. c)⁴⁰. Drugie znalazło się w definicji zakładu stosującego promieniowanie jonizujące bez definicji własnej (§ 1pkt 3)⁴¹. Stanowiło to widoczną niekonsekwencję i wprowadzało pewien zamęt pojęciowy, przy czym już niewielkie przereformowanie tych sformułowań zapewniałoby wewnętrzną spójność aktu.

Obiekty techniki jądrowej lub związane z wykorzystaniem energii jądrowej. Terminem tym posłużyło się ww. zarządzenie nr 42/62 Pełnomocnika, akt jednorazowy nie zawierający norm generalnych. Mówił ono o „objektach i urządzeniach techniki jądrowej lub związanych z wykorzystaniem energii jądrowej” (§ 4 pkt 1). Co warte odnotowania, termin ten powtórzono w § 4 pkt 3 tego aktu, gdzie jednak spójnik „lub” zastąpiony został przez spójnik „i”, co po raz kolejny świadczy o pozostawiającej do życzenia jakości ówczesnych aktów prawnych pod względem legislacyjnym. Zestawiono tu w jednym miejscu obiekty i urządzenia, co może prowadzić do przyjęcia wniosku, iż były to dwie odrębne kategorie znaczeniowe. Akt ten nie zawiera jednak desygnatu pojęciowego żadnego z tych określeń. Terminem tym w skróconej wersji „obiekty techniki jądrowej” posługiwało się zarządzenie nr 5/65 Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej z dnia 26 lutego 1965 roku w sprawie zatwierdzenia cennika prac projektowo-konstrukcyjnych maszyn i urządzeń w obiektach techniki jądrowej TI-2⁴². Był to również akt niezawierający norm generalnych i abstrakcyjnych o jednorazowym charakterze, jednak zawierał on, na własny użytek, definicję stosowanego pojęcia. Była ona dosyć ogólna, a przy tym zawiała i oczywiście ograniczona do celów wyceny prac projektowo-konstrukcyjnych. Stosownie do pkt. 2.2. załącznika jako obiekty techniki jądrowej należało rozumieć „obiekty podstawowe i pomocnicze w ośrodkach i zakładach przeznaczonych wyłącznie do badań jądrowych lub do prac produkcyjnych i usługowych związanych z techniką jądrową”, a także „obiekty badawcze produkcyjne i usługowe,

³⁷ Niepubl.

³⁸ O reaktorze „Ewa” zob. m.in. T. Matysiak, *Historia pracy reaktora EWA*, Postępy Techniki Jądrowej 2015, nr 1, s. 9–10.

³⁹ Niepubl.

⁴⁰ „Środki zapobiegające szkodliwemu oddziaływaniu promieniowania jonizującego, wytwarzanego przez aparaty i urządzenia /aparaty rentgenowskie, reaktory, akceleratory, generatory neutronów itp.” (pisownia oryginalna).

⁴¹ „Zakładem stosującym promieniowanie jonizujące jest każda jednostka, w której stosuje się źródła promieniowania jonizującego w postaci naturalnych lub sztucznych substancji promieniotwórczych albo w postaci aparatów wytwarzających promieniowanie jonizujące”. Niezdefiniowanego pojęcia „urządzenia wytwarzającego promieniowanie jonizujące” używa także zarządzenie Pełnomocnika nr 33/64 (zob. przypis 45).

⁴² Niepubl.

w których stosowana jest technika jądrowa, znajdujące się w ośrodkach i zakładach o konwencjonalnym profilu prac, produkcji i usług”.

Obiekty inżynierii reaktorowej. Termin ten został użyty w zarządzeniu nr 2/63 Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej z dnia 1 lutego 1963 roku w sprawie zasad zatwierdzania lub przyjmowania założeń oraz dokumentacji projektowo-kosztorysowej inwestycji Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej⁴³. Jak większość stosowanych określeń, nie posiadał on definicji. Wykładnia językowa umożliwia przyjęcie szerokiej interpretacji pozwalającej na objęcie jego zakresem nie tylko samych reaktorów w ścisłym znaczeniu, ale np. także wszystkich ich części składowych bądź innych elementów niezbędnych do ich produkcji, które mogłyby być rozpatrywane jako odrębny przedmiot regulacji. Wydaje się jednak, że można założyć, iż terminem tym określano po prostu reaktory jądrowe. Taką interpretację wzmacnia choćby treść § 3 pkt 3 zarządzenia, zgodnie z którym w odniesieniu do założeń i projektów wstępnych obiektów inżynierii reaktorowej istniał dodatkowy obowiązek ich rozpatrzenia przez specjalistyczne ciało w postaci Rady Technicznej do oceny założeń i opracowań projektowych reaktorów Instytutu Badań Jądrowych⁴⁴.

Duże obiekty i urządzenia techniki jądrowej mogące stanowić zagrożenie dla otoczenia. To pojęcie wprowadzono w zarządzeniu nr 10/64 Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej z dnia 16 marca 1964 roku w sprawie trybu postępowania przy projektowaniu, budowie i eksploatacji obiektów i urządzeń techniki jądrowej mogących stanowić zagrożenie dla otoczenia⁴⁵. Definicję umieszczoną w § 1 ust. 2 zarządzenia skonstruowano ponownie w formie katalogu otwartego z przykładowym wyliczeniem kategorii obiektów. Obejmowała ona reaktory jądrowe, zestawy krytyczne, laboratoria i zakłady radiochemiczne przeznaczone do produkcji substancji promieniotwórczych, laboratoria i zakłady metalurgiczne do produkcji paliwa jądrowego, a także inne

obiekty i urządzenia, które mogą stwarzać zagrożenie dla otoczenia. Przesłanka zagrożenia nie została zdefiniowana, zatem należało ją rozumieć w zwykłym znaczeniu językowym, co sprawiało, że przedmiotowa definicja była niejednoznaczna, a przez to bardzo pojemna. O ile wyliczenie objęło swoim zakresem jedynie trzy kategorie obiektów wchodzących obecnie w zakres pojęciowy terminu „obiekt jądrowy” (reaktor badawczy, zakład produkcji paliwa jądrowego, częściowo i pośrednio także elektrownię jądrową, której niezbędną składową jest reaktor jądrowy), o tyle wszystkie pozostałe kategorie obiektów również mieszczą się w zakresie obiektów stwarzających zagrożenie dla otoczenia. Pojęcie to można zatem uznać za obejmujące swym zakresem wszystkie obiekty jądrowe w rozumieniu dzisiejszego Prawa atomowego (choć nie *explicite*), jako że wszystkie one są urządzeniami, względnie zespołami urządzeń, które w trakcie eksploatacji stanowią potencjalne źródło zagrożenia promieniowaniem jonizującym dla otoczenia.

Pojęcie to zawarto ponownie w zarządzeniu Pełnomocnika nr 1/73 z 4 stycznia 1973 roku⁴⁶, którym zastąpiono ww. zarządzenie 10/64. Nowe zarządzenie miało tytuł identyczny z zarządzeniem uchylanym oraz tę samą strukturę i niemal tożsamą treść. Definicja umieszczona w tej samej jednostce redakcyjnej (§ 1 ust. 2) została jednak nieznacznie zmieniona i rozbudowana. W zakresie reaktorów jądrowych rozszerzono ją o wymienienie *explicite* dwóch ich rodzajów: reaktorów energetycznych i reaktorów badawczych, co stanowiło pierwsze w polskim prawodawstwie rozróżnienie w tym zakresie, z jednoczesnym pozostawieniem zestawów krytycznych (reaktory badawcze bardzo małej mocy) jako oddzielnej kategorii⁴⁷. Nie definiowano jednak żadnego z tych terminów⁴⁸. Katalog przykładowych obiektów rozszerzono również o zakłady do przerobu (wypalonego) paliwa jądrowego. Za obiekt, względnie urządzenie, uznano także czynność (sic!) w postaci transportu źródeł mogącego stwarzać zagrożenie dla otoczenia, co niewątpliwie stanowi pewnego rodzaju osobliwość terminologiczną⁴⁹.

⁴³ Niepubl.

⁴⁴ Należy w tym miejscu zauważyć, że dwa lata później Pełnomocnik utworzył radę o takiej samej nazwie z wyłączeniem jednakże członu odnoszącego się do Instytutu Badań Jądrowych, gdyż stanowiła ona organ doradczy Pełnomocnika, a nie wewnętrzną komórkę organizacyjną IBJ. Zob. Zarządzenie nr 6/65 Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej z dnia 22 marca 1965 r. w sprawie Rady Technicznej do oceny założeń i opracowań projektowych reaktorów (niepubl.).

⁴⁵ Niepubl.

⁴⁶ Zarządzenie nr 1/73 Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej z dnia 4 stycznia 1973 r. w sprawie trybu postępowania przy projektowaniu, budowie i eksploatacji obiektów i urządzeń techniki jądrowej mogących stanowić zagrożenie dla otoczenia (niepubl.).

⁴⁷ Zob. definicje zestawu krytycznego (*critical assembly*), zestawu podkrytycznego (*subcritical assembly*) i reaktora badawczego (*research reactor*) w ówczesnych zaleceniach MAEA opisane w pkt. 6 niniejszego artykułu. Gwoli ścisłości należy wspomnieć jeszcze o zarządzeniu nr 6/65 Pełnomocnika (zob. przypis 92), które obok „reaktora” i „zestawu krytycznego” wprowadzało także pojęcie „zestawu wykładniczego”. Nie definiowało ono jednak żadnego z tych terminów.

⁴⁸ Termin „reaktor badawczy” w aktach wydawanych przez Pełnomocnika pojawił się wprawdzie już w 1965 r., jednak bez definicji i nie w akcie normatywnym, ale w akcie kierownictwa dotyczącym budowy drugiego reaktora badawczego. Zob. tytuł, preambułę oraz § 1 i § 2 zarządzenia nr 26/65 Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej z dnia 4 listopada 1965 r. w sprawie realizacji budowy drugiego reaktora badawczego w Instytucie Badań Jądrowych (niepubl.).

⁴⁹ Pełna definicja stosownie do § 1 ust. 2: „Do dużych obiektów i urządzeń techniki jądrowej mogących stanowić zagrożenie dla otoczenia, zalicza się: – reaktory jądrowe energetyczne i badawcze, – zestawy krytyczne, – laboratoria i zakłady przeznaczone do produkcji izotopowych źródeł promieniowania oraz paliwa jądrowego i jego przerobu, – inne obiekty i urządzenia oraz transport źródeł, które mogą stwarzać zagrożenie dla otoczenia”.

Urządzenia techniki jądrowej będące źródłami promieniowania. W zarządzeniu nr 14/64 Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej z dnia 13.IV.1964 roku w sprawie organizacji wewnętrznej i zakresu działania komórek Aparatu Wykonawczego Pełnomocnika Rządu⁵⁰ zakresem działania Zespołu Ochrony przed Promieniowaniem Pełnomocnika objęto m.in. nadzór nad „urządzeniami techniki jądrowej będącymi źródłami promieniowania” (§ 7 ust. 1 pkt 2 lit. c załącznika). Wprowadzono zatem kolejne pojęcie obok już występujących, niemniej bez definicji, gdyż *definiendum* występuje tu bez *definiensu*. Zastosowanie zasady *clara sunt non interpretanda* nie pozostawia jednak wątpliwości odnośnie do właściwej interpretacji zakresu przedmiotowego. Jest on zresztą szeroki, gdyż obejmuje wszystkie urządzenia techniki jądrowej będące źródłem promieniowania (np. także akceleratory), a nie tylko te, które stanowią obiekty jądrowe w rozumieniu współczesnych przepisów. Inaczej skonstruowane, aczkolwiek tożsame w znaczeniu, określenie zastosowano także w odniesieniu do zasad kontroli i nadzoru stosowanych w Instytucie Badań Jądrowych, które stanowiły *lex specialis* w stosunku do zasad ogólnych. Wprowadzono je zarządzeniem nr 16/64 Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej z dnia 12 maja 1964 roku w sprawie zasad kontroli i nadzoru w zakresie ochrony przed promieniowaniem jonizującym w Instytucie Badań Jądrowych w Warszawie⁵¹. Zgodnie z pkt. 2 trzeciej tirety załącznika „Zasady odpowiedzialności i kontroli w zakresie ochrony przed promieniowaniem w Instytucie Badań Jądrowych” reaktory (i akceleratory) znalazły się wśród urządzeń techniki jądrowej, które z kolei uznano za źródła promieniowania jonizującego („reaktorów, akceleratorów i innych urządzeń techniki jądrowej oraz przy pracy z wszelkimi innymi źródłami promieniowania jonizującego”).

Duże urządzenia techniki jądrowej. Zarządzenie 14/64 Pełnomocnika posłużyło się również określeniem „duże urządzenia techniki jądrowej”. Zgodnie z § 7 ust. 5 pkt 7 załącznika (Zakres działania oraz organizacja wewnętrzna komórek Aparatu Wykonawczego Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej) do zakresu działania Wydziału Ochrony przed Promieniowaniem aparatu Pełnomocnika (będącego jedną z komórek Zespołu Ochrony przed Promieniowaniem) należało „opracowywanie zagadnień bezpieczeństwa radiologicznego dużych urządzeń techniki jądrowej w ośrodkach badawczych i przemysłowych.” Opierając się na czysto logicznych przesłankach interpretacji definicji wyrażonych współcześnie choćby w Zasadach techniki prawodawczej (§ 146 i n.), określenie „duże urządzenia techniki

jądrowej” należałoby traktować jako pojęcie odmienne od „urządzeń techniki jądrowej będących źródłami promieniowania”. Wydaje się, że możliwe byłoby równocześnie przyjęcie, że „duże urządzenia techniki jądrowej” stanowią podkategorię „urządzeń techniki jądrowej będących źródłami promieniowania”, jako terminu o szerszym zakresie pojęciowym. Przepis nie określał ich wprawdzie wprost jako będących źródłem promieniowania, niemniej umieszczenie tego określenia w zakresie działania Zespołu i Wydziału odpowiedzialnych za ochronę przed promieniowaniem pozwala na przyjęcie takiego wniosku.

Obiekty i urządzenia jądrowe to kolejne pojęcia (trzecie i czwarte) zastosowane w ww. zarządzeniu 14/64 Pełnomocnika. Nie posiadały one definicji. Zgodnie z § 3 pkt 1 Zakresu działania i organizacji wewnętrznej komórek Aparatu Wykonawczego Pełnomocnika (załącznik do zarządzenia) zakres działania Zespołu Techniki obejmował m.in. „opracowanie wytycznych do projektów budowy obiektów i urządzeń jądrowych”, nie precyzując charakterystyki tych obiektów i urządzeń.

Urządzenia dla techniki atomowej. To pojęcie, po raz kolejny bez definicji, użyte zostało w dwóch aktach prawnych. Wprowadzono je ustawą z dnia 12 kwietnia 1973 roku o utworzeniu Urzędu Energii Atomowej⁵². Był to pierwszy akt rangi ustawowej dotyczący energii i energetyki jądrowej w Polsce. Stosownie do art. 3 pkt 4 do zakresu działania nowo powstałego urzędu (w miejsce Pełnomocnika Rządu do spraw Wykorzystania Energii Jądrowej) w ramach „spraw pokojowego wykorzystywania energii atomowej w gospodarce narodowej” należało m.in. organizowanie produkcji urządzeń dla techniki atomowej. Ponownie użyto go w rozporządzeniu Rady Ministrów z dnia 31 maja 1973 roku w sprawie szczegółowego zakresu działania Urzędu Energii Atomowej⁵³. W odniesieniu do urządzeń techniki atomowej UEA właściwy był w zakresie organizacji ich produkcji, nadzoru nad właściwym sposobem ich użytkowania w zakresie ochrony przed promieniowaniem oraz opiniowania i kontroli ich lokalizacji oraz warunków eksploatacji (odpowiednio § 1 pkt 6, 9, 12).

Obiekty energii atomowej oraz obiekty energetyki atomowej. Oba pojęcia wprowadzono w rozporządzeniu Rady Ministrów z dnia 31 marca 1976 roku w sprawie szczegółowego zakresu działania Ministra Energetyki i Energii Atomowej⁵⁴. Minister Energetyki i Energii Atomowej (MEiEA) był nowym organem utworzonym w miejsce UEA na mocy ustawy z dnia 27 marca 1976 roku o utworzeniu urzędu Ministra Energetyki i Energii Atomowej⁵⁵. Stosownie do rozporządzenia do zakresu

⁵⁰ Niepubl., ze zm.

⁵¹ Niepubl.

⁵² Dz. U. Nr 12, poz. 88.

⁵³ Dz. U. Nr 22, poz. 128.

⁵⁴ Dz. U. Nr 14, poz. 83.

⁵⁵ Dz. U. Nr 12, poz. 67.

działania MEiEA należały sprawy budownictwa obiektów energii atomowej oraz ochrony środowiska „przed ujemnymi skutkami działalności produkcyjnej” tych obiektów (odpowiednio § 1 pkt 6 i 12), co w dużej części odpowiadało zakresowi działania UEA. Ponadto MEiEA właściwy był w sprawach szkoleń i przygotowywania wyspecjalizowanej kadry dla obiektów energetyki atomowej (§ 1 pkt 13). Pojęcia te nie posiadały definicji, a kontekst ich użycia pozwala na wniosek, iż oznaczały one to samo i były stosowane zamiennie, choć „energia atomowa” jest pojęciem szerszym niż „energetyka atomowa”, która jest zaledwie jednym z wielu możliwych sposobów wykorzystania energii jądrowej. Z punktu widzenia przejrzystości aktu należy to uznać za wadę spowodowaną brakiem staranności legislacyjnej. Najwyraźniej stosowania jednolitej i jednoznacznej siatki pojęciowej nie uważano za wystarczająco istotne, aby było to przedmiotem troski prawodawcy. Choć przejrzystość taką należy uznać za stan pożądany, to w wymiarze czysto praktycznym, z uwagi na bliskość znaczeniową obu terminów, istniejący stan rzeczy nie rodził zapewne szczególnie negatywnych skutków.

Warto w tym miejscu zwrócić uwagę na dokonującą się w latach 70. XX w. zmianę terminologiczną. W określeniach urzędów, obiektów, ale i samej energii czy energetyki dotychczasowy przymiotnik „jądrowy” zostaje zastąpiony przymiotnikiem „atomowy”. Wiązać to należy zapewne ze wzmocnieniem współpracy gospodarczej z ZSRS w zakresie energii i energetyki jądrowej, tak bilateralnej, jak i wielostronnej m.in. w łonie Rady Wzajemnej Pomocy Gospodarczej. W języku rosyjskim stosowana była terminologia „atomowa”. Dominująca pozycja języka rosyjskiego w kontaktach dyplomatycznych i technicznych (to w tym języku ZSRS dokonywało transferu technologii jądrowych do innych państw) sprawiła zaś, że stosowana w nim terminologia przyjmowała się również w państwach bloku sowieckiego⁵⁶ [17, 23].

8. Podsumowanie

W analizowanym okresie, tj. począwszy od 1955 roku, a przed 1986 roku, rozwój terminologii prawa energii jądrowej w Polsce, w tym w odniesieniu do współcześnie rozumianych obiektów jądrowych, postępował stopniowo. Podobnie jak w dokumentach MAEA, które stanowiły

swego rodzaju materiał referencyjny dla polskiego prawodawcy, siatka pojęciowa tworzyła się sukcesywnie i ewoluowała z niemal każdym kolejnym aktem prawnym z dziedziny energii jądrowej.

Katalog aktów prawnych, które zawierały stosowane terminy, był zróżnicowany, choć z wyraźną przewagą zarządzeń Pełnomocnika. Wśród tych z nich, które posługiwały się rodzącą się terminologią, włącznie z definicjami niektórych pojęć, znajdowały się zarówno akty normotwórcze, jak i stanowiące jedynie akty kierownictwa i organizacji. Istotne były także uchwały Rady Ministrów, a sporadycznie występowały akty o charakterze rozporządzeń i ustaw.

Nazewnictwo stosowane w ówczesnych polskich aktach prawnych było niekonsekwentne. Terminologia była płynna, a stosowanie poszczególnych określeń często ulegało dyskontynuacji. Stosowanie definicji używanych pojęć nie było regułą, choć obowiązek taki dało się wyprowadzić z obowiązujących wówczas zasad techniki prawodawczej. Istniejące definicje pozostawiały niejednokrotnie wiele do życzenia, tak pod względem zawartości merytorycznej, jak i jakości techniki legislacyjnej. Zdarzało się wręcz, że w obrocie funkcjonowały równolegle konkurencyjne definicje, czasem nawet w obrębie jednego aktu. Może to dziwić tym bardziej, że przytłaczająca większość aktów prawnych z tej dziedziny pochodziła od jednego organu – Pełnomocnika, a i projekty pozostałych aktów tworzone były przy wydatnym udziale jego aparatu administracyjnego. Z całokształtu ówczesnego „systemu” prawa energii jądrowej przebija brak woli prawodawcy do tworzenia spójnej siatki pojęciowej. Ma to zapewne swoje źródła w stosunkowo niewielkiej skali rozwijającej się działalności z wykorzystaniem obiektów jądrowych (zaledwie dwa reaktory badawcze, cztery zestawy krytyczne i dwa przechowalniki wypalonego paliwa jądrowego), jak i w braku odczuwanej przez decydentów i specjalistów potrzeby konstruowania sztywnego gorsetu terminologicznego dla sektora, który powstawał na ich oczach. Wydaje się, że od akademickiego systematyzowania i legislacyjnego puryzmu ważniejsza była bieżąca skuteczność przyjmowanych rozwiązań. Dodatkowo należy zauważyć, że katalog adresatów aktów prawnych był niezwykle ograniczony. Działalność z wykorzystaniem współcześnie rozumianych obiektów jądrowych prowadzona była zasadniczo przez jedną jednostkę organizacyjną – Instytut Badań Jądrowych

⁵⁶ Zob. T.R. Nowacki, *Ewolucja*, s. 126, przypis 35. Termin „energia atomowa” ma wprawdzie pewną tradycję sięgającą samych początków eksploracji naukowej jądra atomowego oraz kładzeniem krajowych i międzynarodowych podwalin instytucjonalnych wykorzystywania energii jądrowej w latach 40. i 50. XX w. Spuścizna ta jest do dziś zauważalna w nazewnictwie dwóch organizacji międzynarodowych (Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej, Europejska Wspólnota Energii Atomowej, ale już poprzedniczka obecnej Agencji Energii Jądrowej OECD – Europejska Agencja Energii Jądrowej miała od początku w nazwie przymiotnik „jądrowy”), w nazewnictwie ustawodawstwa jądrowego poszczególnych państw (*Atomic Law*, *Atomgesetz*, *Атомное право*, *Prawo atomowe*). Z czasem zaczęto stosować jednak poprawniejszy językowo termin „energia jądrowa”, który jest właściwym określeniem energii powstałej w wyniku, będących zjawiskiem fizycznym, przemian w obrębie jądra atomu. Energia powstała w wyniku niskoenergetycznych procesów spalania jest wynikiem reakcji chemicznej łączenia się atomów węgla z atomami tlenu. W tym kontekście termin „energia atomowa” jest zatem odpowiedni na zdefiniowanie energii uzyskiwanej w konwencjonalnych elektrowniach ciepłych (np. węglowych). Na potrzeby opisanie energii pochodzącej z rozpadu jądra atomowego należy stosować określenie „energia jądrowa”, a co za tym idzie, również używać pojęć: „elektrownia jądrowa”, „energetyka jądrowa” itp. Zob. G. Jezierski, *Energia jądrowa wczoraj i dziś*, Warszawa 2015, s. 10.

w Świerku⁵⁷ [18]. Pozostawał on w stosunku organizacyjnej podległości wobec Pełnomocnika, a więc organu, który wydawał zdecydowaną większość przedmiotowych aktów prawnych. Wydaje się więc mało prawdopodobne, aby istniały w tym układzie problemy z interpretacją stosowanych pojęć, zwłaszcza że za zawartością merytoryczną tych aktów z dużym prawdopodobieństwem stał sam adresat przyjmowanych norm, czyli Instytut Badań Jądrowych, którego pracownicy brali udział w sporządzaniu projektów aktów prawnych.

W omawianym okresie pojęciem posiadającym najbardziej dojrzałą definicję, niejako protoplastą określenia „obiekt jądrowy” we współczesnym znaczeniu, było pojęcie „duże obiekty i urządzenia techniki jądrowej mogące stanowić zagrożenie dla otoczenia” utworzone i zdefiniowane w 1964 roku. W 1973 roku zakres definicji poszerzono i doprecyzowano i w takim kształcie, mimo wprowadzenia w 1973 roku i 1976 roku kolejnych pojęć (jednakże bez definicji), przetrwało ono do 1986 roku, w którym w życie weszło Prawo atomowe – kompleksowy akt prawny rangi ustawowej, jak na owe czasy wyczerpująco regulujący zagadnienia energii, w tym energetyki jądrowej⁵⁸ [25].

Notka o autorze

Tomasz R. Nowacki – dr nauk prawnych, radca prawny. Adiunkt w Instytucie Prawa i Administracji Uniwersytetu Pomorskiego w Słupsku. Kierownik Zakładu Prawa Energii Jądrowej i Ochrony Środowiska w tym instytucie. e-mail: tomasz.nowacki@upsl.edu.pl

Literatura

Źródła

1. Atoms for Peace Speech, Address by Mr. Dwight D. Eisenhower, President of the United States of America, to the 470th Plenary Meeting of the United Nations General Assembly, <https://www.iaea.org/about/history/atoms-for-peace-speech> (dostęp 09.03.2025).
2. IAEA, *Basic Safety Standards for Radiation Protection*, Safety Series No. 9, Vienna 1962.
3. IAEA, *Governmental Organization for the Regulation of Nuclear Power Plants. A Code of Practice*, Vienna 1978.
4. IAEA, *Guidelines for the Layout and Contents of Safety Reports for Stationary Nuclear Power Plants*, Safety Series No. 34, Vienna 1970.
5. IAEA, *Manual on Environmental Monitoring in Normal Operation*, Safety Series No. 16, Vienna 1966.
6. IAEA, *Safe Handling of Radioisotopes*, Safety Series No. 1, Vienna 1958.
7. IAEA, *Safe Operation of Critical Assemblies and Research Reactors*, Safety Series No. 4, Vienna 1961.
8. IAEA, *Safe Operation of Nuclear Power Plants. Code of Practice*, Safety Series No. 31, Vienna 1969.
9. IAEA, *Techniques for Controlling Air Pollution from the Operation of Nuclear Facilities*, Safety Series No. 17, Vienna 1966.
10. IAEA, *The Agency's Health and Safety Measures*, INFCIRC/18, Vienna 1960.
11. IAEA, *The Agency's Safety Standards and Measures*, INFCIRC/18/Rev. 1., Vienna 1976.
12. Komunikat o postanowieniu rządu radzieckiego w sprawie udzielenia pomocy naukowo-technicznej i produkcyjnej innym państwom w zakresie rozwoju badań odnośnie wykorzystania energii jądrowej dla celów pokojowych, Moskwa 18 stycznia 1955 [w:] *Dokumenty i materiały do historii stosunków polsko-radzieckich*, t. X, Warszawa 1982.
13. *Perspektywny plan w zakresie energii jądrowej w Polsce*, [w:] *Bibliografia zawartości PTJ i Biblioteki PTJ za lata 1957-1981*, dodatek do PTJ, *Postępy Techniki Jądrowej* 25, nr 1-2 (1982): V-XXI.
14. Czajkowski A., *Przemysł obcy a pierwociny wytwórczości rentgenotechnicznej polskiej*, *Przegląd Radiologiczny* 1928, nr 1-2.
15. Dąbrowski P., *Origins, Legal Regulations and Structure of the Atomic Energy Authority (1973-1976). A Historical and Legal Overview of the Subject*, *Prawo i Więź* 2024, nr 6, s. 75 – 85.
16. Dąbrowski P., *Rozwój polskiej atomistyki i nadzoru nad nią w latach 1945-1982* [w:] *Kronika. 40 lat Państwowej Agencji Atomistyki 1982-2022*, red. Przemysław Dąbrowski, Warszawa 2023, s. 8 – 40.
17. Jezierski G., *Energia jądrowa wczoraj i dziś*. Warszawa 2015.
18. Koszuk Ł., Klisińska, M. *Zestawy krytyczne i podkrytyczne – istotny element procesu szkoleniowego kadr dla energetyki jądrowej*, *Postępy Techniki Jądrowej* 2023, nr 2.
19. Matysiak T., *Historia pracy reaktora EWA*, *Postępy Techniki Jądrowej* 2015, nr 1.
20. Michal R., *Fifty years ago in December: Atomic reactor EBR-I produced first electricity*, *Nuclear News* 2001, nr 11.
21. Młynarkiewicz K., *State Council for the Peaceful Uses of Nuclear Energy. Statutory position, scope of action, competences and tasks*, *Annales Pomorienses. Ius* 2024, nr 3, s. 136 – 148.
22. Nowacki T. R., *Charakterystyka źródeł prawa energii jądrowej w PRL (do 1986 r.)*, *Prawo i Więź* 2025, nr 5 (w druku).
23. Nowacki T. R., *Ewolucja prawnego statusu organów nadzorujących bezpieczeństwo wykorzystywania energii jądrowej w Polsce*, *Zeszyty Prawnicze UKSW* 2018, nr 3. DOI:10.21697/zp.2018.18.3.05
24. Nowacki T. R., *Możliwość uznania standardów bezpieczeństwa MAEA za źródło prawa w świetle Konstytucji Rzeczypospolitej Polskiej* [w:] *Księga pamiątkowa w czterdziestolecie pracy naukowej prof. B. Banaszaka*, red. Helena Babiuch, Piotr Kapusta, Justyna Michalska, Legnica 2017.
25. Nowacki T. R., *Od nacjonalizacji do regulacji. Prawodawstwo energetyczne w Polsce w latach 1945–1997*, *Studia Iuridica Toruniensia* 2023, nr 2. DOI:10.12775/SIT.2022.035
26. Nowacki T. R., *Prapoczątki prawa energii jądrowej w Polsce. Ustawodawstwo II Rzeczypospolitej*, *Prawo i Więź* 2024, nr 6. DOI:10.36128/PRIW.VI53.1090
27. Nowacki T. R., *Przepisy dotyczące ochrony radiologicznej w II Rzeczypospolitej* [w:] *Sapientia ars vivendi putanda est. Księga jubileuszowa z okazji 60. urodzin profesora Dariusza Szopiera*, red. Przemysław Dąbrowski, Anna Korzeniewska-Lasota, Mikołaj Tarkowski, Adam Ćwikła, Maciej Helmin, Oskar Kanecki, Sopot 2024.
28. Petrosyants A. M., *A pioneer of nuclear power*, *IAEA Bulletin* 1984, nr 4.
29. Plucińska H., *Andrzej Sołtan 1897-1959 monografia bio-bibliograficzna*, Otwock-Świerk 1991.

⁵⁷ Plany eksploatacji reaktora badawczego miała także Akademia Górniczo-Hutnicza w Krakowie. Planowany do budowy i eksploatacji reaktor UR-100, którego komponenty znajdowały się już na terenie uczelni, nie został jednak nigdy ukończony. Zob. Ł. Koszuk, M. Klisińska, „Zestawy krytyczne i podkrytyczne – istotny element procesu szkoleniowego kadr dla energetyki jądrowej”, *Postępy Techniki Jądrowej* 66, nr 2 (2023): 12.

⁵⁸ Zob. T.R. Nowacki, *Od nacjonalizacji do regulacji. Prawodawstwo energetyczne w Polsce w latach 1945–1997*, *Studia Iuridica Toruniensia* 2023, nr 2, s. 237.

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

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

Łukasz Koszuk
Faculty of Physics, Warsaw University of Technology

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.

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. pików 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.

1. Introduction

Modern fuel assemblies used in boiling water reactors (BWRs) often employ gadolinium oxide (Gd_2O_3) as a burnable neutron absorber (so-called burnable poison). Its presence leads to a complex reactivity behaviour of the fuel during operation. The rapid depletion of the strongly absorbing gadolinium isotopes causes the reactivity of the fuel assembly to initially increase, reaching a maximum at relatively low burnup (typically below 20 GWd/MTU), and then to decrease steadily. Accurate prediction of the characteristics of this reactivity peak is a fundamental challenge in criticality safety analyses, particularly in the context of implementing the *burnup credit* (BUC) approach for spent fuel.

To validate and compare the capabilities of computational systems in modelling such complex phenomena, the OECD Nuclear Energy Agency (NEA), through its Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCs), organises international code comparison exercises (benchmarks). The direct motivation for organising Phase IIB of the benchmark – Code Comparison for Depletion of Gadolinium-Bearing Fuel Rods in Boiling Water Reactor Assemblies [1] – came from the results of the earlier Phase IIIC, which revealed significant discrepancies arising from differences in the modelling options chosen by the participants. In response, the Expert Group on Used Nuclear Fuel Criticality (EGUNF) designed Phase IIB with the key objective of isolating and assessing the differences resulting directly from the computational methods and nuclear data libraries used. To achieve this, the benchmark specification – based on the geometry of the 9 × 9 “STEP-3” fuel assembly – adopted a rigorous prescriptive approach. A unified, detailed gadolinium-bearing rod model (divided into 10 concentric rings) was imposed on all participants, along with precisely defined depletion steps, focusing the analysis on the reactivity peak region of critical safety significance.

The purpose of this paper is to present and analyse in detail the author's results for the Phase IIB benchmark. The work documents the application of a selected computational methodology to solving the complex issue of gadolinium-bearing BWR fuel depletion, in strict accordance with the OECD/NEA specification. The presented results and conclusions contribute to the documentation and understanding of the behaviour of such models, while the benchmark itself constitutes a valuable tool in the development of spent fuel safety analysis methods.

2. Burnable poisons

A burnable poison (or burnable absorber) is a material with a high neutron absorption cross section that is intentionally introduced into the core of a nuclear reactor. The primary purpose of using burnable poisons is to compensate for the excess reactivity of fresh fuel at the beginning of the reactor operating cycle. This allows for the safe loading of higher-enriched fuel, which in turn enables an extended fuel cycle length (the period of reactor operation between refuellings) and contributes to a more uniform power distribution within the core.

The operating mechanism of a burnable poison is that, during reactor operation, under neutron flux, the absorbing material is transmuted into isotopes with much smaller neutron absorption cross sections or into stable isotopes. In this way, the poison “burns out” and its negative contribution to reactivity decreases. This process causes a gradual increase in reactivity, partially offsetting the reactivity decrease resulting from the depletion of fissionable material and the accumulation of neutron-absorbing fission products. Figure 1 illustrates this effect by plotting the infinite multiplication factor of an example fuel assembly in two configurations — with and without a gadolinium-bearing rod — as a function of depletion time.

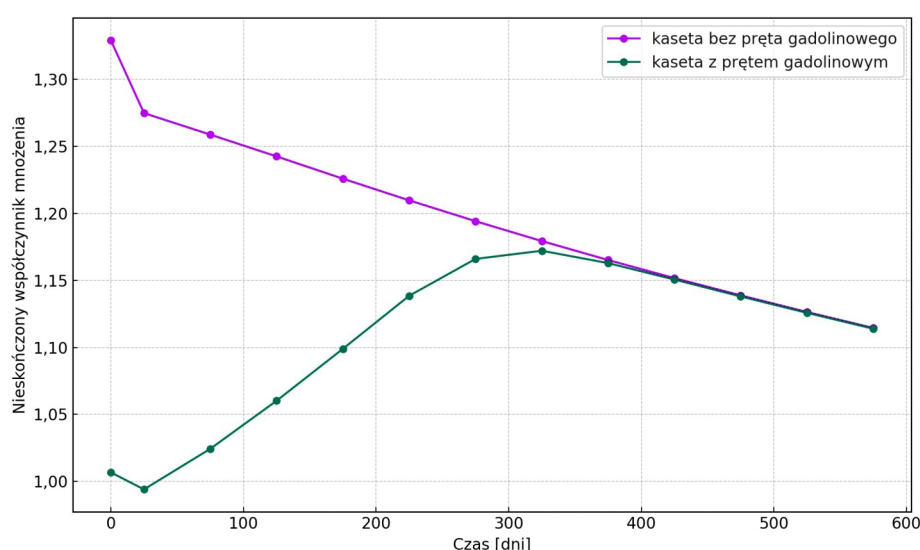


Fig. 1. Dependence of the infinite multiplication factor on the burnup time for the fuel assembly in two configurations: with and without a gadolinium rod. A characteristic reactivity peak is visible, caused by the presence of gadolinium in the nuclear fuel. Source: author's own work.

The most commonly used burnable absorber materials include gadolinium oxide (Gd_2O_3), erbium oxide (Er_2O_3), dysprosium compounds, and hafnium [2]. The choice of a particular material depends on the type of reactor, the fuel design and the desired depletion characteristics. In both pressurised water reactors (PWRs) and boiling water reactors (BWRs), the dominant and most widely used burnable absorber is gadolinium oxide, added to selected fuel rods.

3. Gadolinium oxide (Gd_2O_3)

The popularity of gadolinium oxide as a burnable absorber stems from the unique combination of its properties. A key feature of gadolinium is the exceptionally large thermal neutron absorption cross sections of its two naturally occurring isotopes: Gd-155 and Gd-157. The thermal (n, γ) capture cross section (for neutrons at 0.0253 eV) is approximately 254,000 barns for Gd-157 and about 61,100 barns for Gd-155 [3]. These values are several orders of magnitude higher than those for fissionable materials (e.g., ~ 580 barns for U-235) or even for other strong reactor poisons. This property means that even small amounts of gadolinium can effectively reduce the local neutron flux and control reactivity.

The isotopic composition of natural gadolinium is significant from the point of view of absorption efficiency: even-mass isotopes with smaller cross-sections differ (Gd-158 approx. 24.84%, Gd-160 approx. 21.86%, Gd-156 approx. 20.47%), while the main absorbers are Gd-155 (approx. 14.80%) and Gd-157 (approx. 15.65%) (others: Gd-154 approx. 2.18%, Gd-152 approx. 0.20%) [6]. Thus, $\sim 30\%$ of natural gadolinium constitutes isotopes with very large cross-sections, which correspond to the rapid “burnout” of the gadolinium additive.

In addition to its nuclear properties, Gd_2O_3 has a number of physicochemical advantages:

- At elevated temperatures, Gd_2O_3 dissolves well in uranium dioxide, allowing for homogeneous mixing with nuclear fuel during manufacturing to produce so-called $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ fuel [4].
- Gadolinium oxide has a high melting point (approx. $2,420^\circ\text{C}$) and exhibits excellent chemical and radiation stability under reactor operating conditions. Importantly, upon neutron absorption it does not generate significant amounts of gaseous transmutation products [5]. This contrasts with boron, for example, whose B-10 isotope produces helium via the (n, α) reaction, potentially leading to increased rod internal pressure and fuel swelling.

Nevertheless, the use of gadolinium also has certain drawbacks. Once the main absorbers (Gd-155 and Gd-157) have been depleted, the remaining isotopes—especially the even-mass ones such as Gd-154, Gd-156, Gd-158, and Gd-160—have much smaller absorption cross

sections and remain in the fuel as so-called *residual poison*. This can adversely affect neutron economy toward the end of the fuel cycle, reducing the achievable depletion. [4]

3.1 Challenges in modelling the depletion of gadolinium bearing fuel

Simulating the depletion of nuclear fuel is a complex task requiring the simultaneous solution of the neutron transport equation and the system of differential equations describing the evolution of the isotopic composition of the fuel over time. The presence of gadolinium, due to its unique properties, increases this complexity and introduces a range of challenges that must be accurately addressed in computational codes. Although the following challenges are discussed in the context of gadolinium, many of them are of a general nature and apply to modelling any material with very strong neutron-absorbing properties.

The following key issues can be identified when modelling the depletion of fuel containing a strong neutron absorber, particularly gadolinium.

a) Very large neutron absorption cross sections of Gd-155 and Gd-157 isotopes

The extremely high thermal neutron capture cross sections of gadolinium's two natural isotopes, Gd-155 and Gd-157 (values given in Section 3), are one of the main difficulties in modelling gadolinium-bearing fuel. To accurately track the rapid changes in gadolinium isotope concentrations and the resulting reactivity variations (especially near the reactivity peak), depletion calculations must be performed using small time steps (or, equivalently, small depletion steps).

b) Strong self-shielding effects

A direct consequence of gadolinium's very large absorption cross sections is the strong self-shielding of neutrons. This means that thermal neutrons entering a gadolinium-bearing fuel region are very effectively absorbed in its outer layers. As a result, the neutron flux reaching the inner portions of the fuel rod is significantly attenuated compared to the flux at its surface. This effect greatly reduces the effective absorption reaction rate in gadolinium compared to the value that would be calculated assuming a uniform neutron flux throughout the rod volume. Consequently [6]:

- standard diffusion-theory approaches may be insufficient. High-resolution neutron transport methods, such as the Method of Characteristics (MOC) or Monte Carlo techniques, are required to better capture the steep flux gradients in the presence of strong absorbers;
- simple averaging of neutron properties within a computational cell can lead to significant errors if self-shielding effects are not explicitly accounted for. Therefore,

homogenisation of materials in the fuel cell is not applicable here;

- multi-group nuclear data libraries that incorporate self-shielding effects, or dynamic “on-the-fly” generation of effective cross sections during the calculation, must be used.

c) Rapid, non-uniform spatial depletion

The non-uniform spatial depletion of gadolinium—often referred to as the “onion peeling effect”—is a direct consequence of strong self-shielding. Gadolinium does not burn uniformly across the fuel rod volume; instead, the process occurs in layers, starting from the outer regions exposed to the highest neutron flux. These outer layers quickly lose Gd-155 and Gd-157, becoming more “transparent” to neutrons, which then penetrate deeper and deplete the next layer. This creates a depletion front that gradually moves from the rod surface toward its centre.

This highly non-uniform process places significant demands on computational codes:

- to accurately capture steep gadolinium concentration gradients, codes must employ very fine spatial discretisation in regions containing gadolinium. In practice, this means dividing the fuel rod into a series of concentric rings (cylindrical zones), with depletion tracked separately for each [7];
- models treating the entire gadolinium-bearing rod as a homogeneous zone can produce substantial errors, e.g. overestimating absorber depletion rates early in the cycle. This in turn can lead to deviations in calculated reactivity, with the model predicting the reactivity peak too early while a portion of the absorber remains unburned inside the rod.
- the combination of advanced transportation methods, fine spatial meshing, and small time (depletion) steps results in very long simulation times.

d) Sensitivity to irradiation history and lack of validation data

The depletion rate of gadolinium is sensitive not only to fuel design but also to the detailed irradiation history and local reactor operating parameters, such as fuel temperature, moderator density (steam fraction in BWRs), or the presence of control rods [8]. The complex, coupled effects of these parameters further complicate analysis.

However, the greatest limitation in improving simulation tools is the insufficient amount of high-quality experimental data. This is particularly true for the isotopic composition of burned BWR gadolinium-bearing fuel, especially at low depletion levels where the reactivity peak occurs [9]. Existing datasets often lack precise measurements of residual gadolinium isotope concentrations. This means that even if computational codes are theoretically capable of modelling complex phenomena, confidence in the accuracy of their predictions is limited by the shortage of data for comparison and validation.

4. Consequences of the reactivity peak and requirements for safety analyses

The presence of gadolinium in nuclear fuel leads to a characteristic non-monotonic behaviour of reactivity as a function of depletion. In contrast to fuel without burnable absorbers—where reactivity generally decreases—an initial increase is observed here. This occurs because the transmutation rate of the Gd-155 and Gd-157 isotopes is initially much faster than the depletion rate of the fissionable material. At the point where most of the effective gadolinium isotopes have been depleted, the reactivity curve reaches a maximum, referred to as the „reactivity peak“. After this point, the dominant effects become the loss of fissionable material and the continued buildup of fission products, resulting in a systematic decrease in reactivity.

Although the reactivity peak occurs only during reactor operation, it has fundamental importance for subsequent criticality safety analyses—for example, for spent fuel pools or transport flasks [10]. Such analyses must be based on conservative assumptions regarding the fuel state. Since a storage facility may contain assemblies at different depletion levels, it is necessary to identify the most reactive isotopic composition the fuel could have reached at any point in its operational history. For gadolinium-bearing nuclear fuel, this most reactive state does not occur at the beginning of the cycle (when gadolinium suppresses reactivity) or at the end of the cycle (when the fuel is heavily depleted). Instead, it occurs precisely at the moment the reactivity peak is reached. For this reason, accurately predicting the isotopic composition of the fuel at this specific point is a prerequisite for the safe and reliable implementation of the so-called burnup credit concept—an approach in criticality safety analysis that takes into account the reduction in reactivity of spent nuclear fuel due to changes in its composition after reactor operation. An incorrect calculation of nuclide composition at the peak—for example, underestimating the remaining fissile content or overestimating the concentration of poisons—would lead to an inaccurate (non-conservative) assessment of the neutron multiplication factor for storage and transport systems [9].

In summary, although the reactivity peak is a reactor operational phenomenon, it defines the most limiting case for spent fuel safety analyses. The challenge lies not in modelling the peak itself as a process, but in precisely calculating the fuel’s isotopic composition at this one critical point in its history. The reliability of such calculations depends directly on the quality of the simulation codes and the nuclear data used [11]. Therefore, international benchmarks, such as the one discussed in this work, play a key role in the verification and validation of computational tools necessary to meet this challenge.

The descriptions of specifications, tables, and figures in this chapter come from the OECD/NEA report [1].

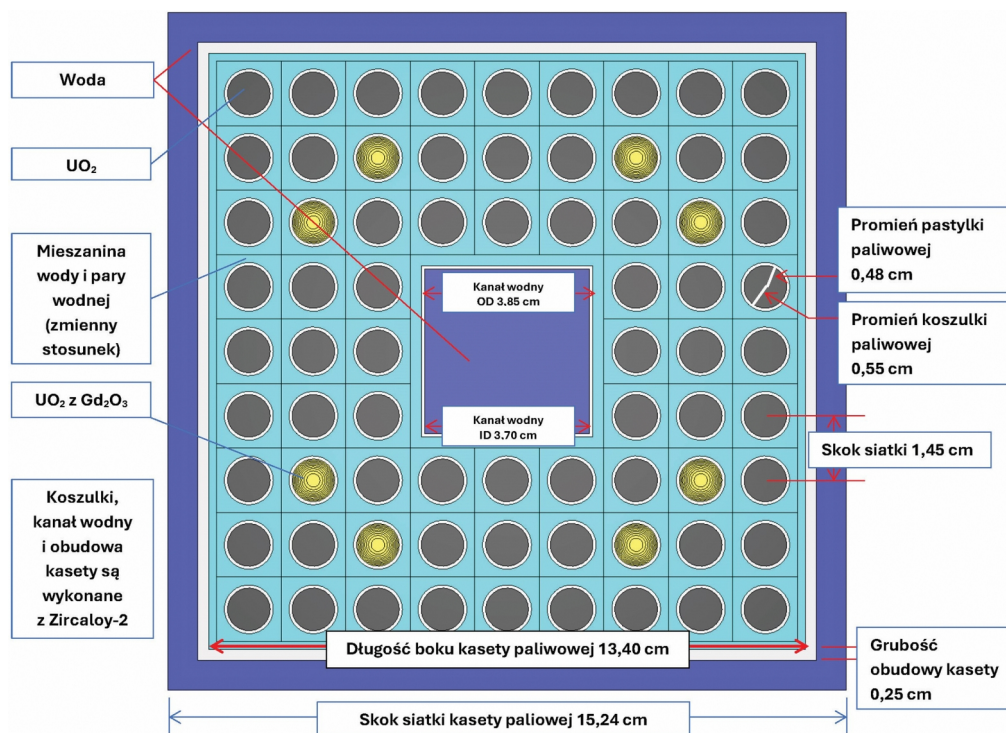


Fig. 2. 2D diagram of the fuel assembly used in the benchmark.

5. Benchmark specification

A) Geometry

Geometrically, the configuration consists of a single 9 x 9 fuel assembly with reflective boundary conditions. The lattice pitch is uniform across the assembly at 1.45 cm. At the centre of the assembly there is a square water channel containing non-boiling water. Both the water channel and the fuel rod channels are modelled as square regions of identical height. The geometry of the assembly and the fuel rod is shown in Fig. 2.

The primary objective of the benchmark is to further investigate differences in the predicted nuclear densities of gadolinium in spent BWR fuel and their impact on criticality. The benchmark imposes a specific method for modelling gadolinium in order to minimise result discrepancies arising from differences in modelling approaches among participants. Each gadolinium-bearing rod is modelled using 10 concentric rings of equal cross-sectional area, as shown in Fig. 3. Each of the 10 regions in the gadolinium-bearing rod is to be treated separately during depletion calculations, following the numbering shown in Fig. 3 and Table 1. The rings are numbered 1 through 10 from the centre outward. The fuel assembly under consideration contains eight gadolinium-bearing rods located in the positions shown in Fig. 2.

B) Materials

For simplicity, it is assumed that all fuel rods without gadolinium have the same enrichment of 4.0 wt% U-235. All gadolinium-bearing rods are arranged symmetrically and

have identical composition. The nuclear densities for fresh fuel and the absorber composition are given in Table 2. The fuel temperature is 900 K. The cladding, water channel, and assembly channel box are made of Zircaloy-2. The temperature of all non-fuel materials is 600 K, consistent with the temperatures used in many continuous-energy cross-section libraries. Three void fraction cases are considered for the water surrounding the fuel rod channels: 0%, 40%, and 70%. The nuclear densities of Zircaloy and water are provided in Table 3.

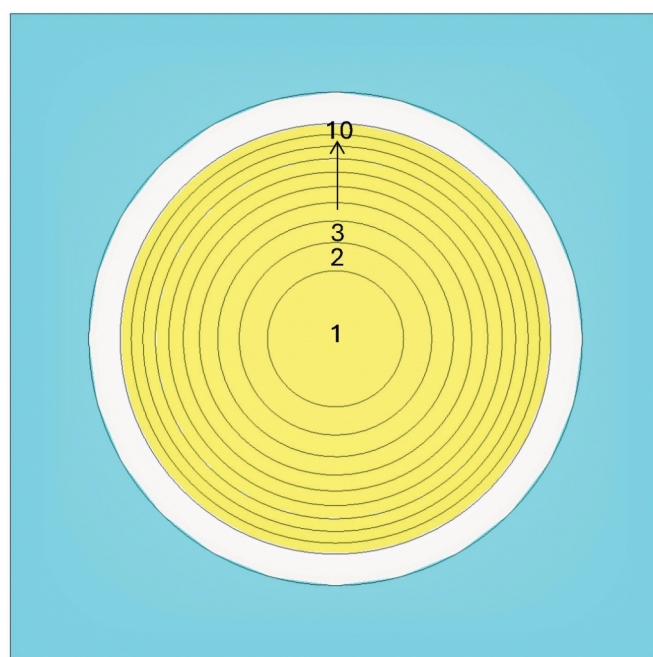


Fig. 3. Details of Gd_2O_3 rod modelling.

C) Depletion conditions

The fuel assembly power is 25.0 MW/MTU (W/gU) throughout the entire depletion period, which is considered as a single continuous operation without shutdowns. The depletion steps are given in Table 4 and were chosen in order to:

1. obtain sufficiently accurate results for most code calculations,
2. provide a precise estimate of reactivity changes in the depletion region where the reactivity maximum occurs.

Participants may add additional steps if deemed necessary to improve accuracy.

The first two steps are 0.1 and 0.4 GWd/MTU, followed by 39 steps of 0.5 GWd/MTU each, yielding a final burnup of 20 GWd/MTU. Depletion calculations are to be performed for the following steam fractions in the water surrounding the fuel rod channels: 0%, 40%, and 70%, using the densities given in Table 3. The water in the central channel and outside the fuel assembly is assumed to contain no steam (0%) in all cases. It is assumed that the temperatures of the fuel, moderator, and structural materials are the same in all three cases.

The assembly design used in the benchmark exhibits several symmetries (half, 1/4 and 1/8), any of which may be applied in the calculations.

D) Required calculation results

The following results were required from all benchmark participants:

- a) The infinite multiplication factor (k_{∞}) for the 2-D configuration for fresh fuel and after each depletion step, without any interim fuel storage period without irradiation.
 - b) The nuclear number densities of the isotopes listed in Table 5 shall be reported every 2 GWd/MTU:
 - without interim storage,
 - with a 5-year interim storage period.
 - c) The average nuclear number densities of actinides and fission products shall be reported for all fuel rods not containing gadolinium. The nuclear number densities of gadolinium isotopes shall be reported for each ring in the gadolinium-bearing rods. The required combinations of depletion and storage time are summarised in Table 6. The depletion of gadolinium-bearing rods shall also be reported for each of the ten steps in Table 6 to assess potential differences in depletion arising from modelling of gadolinium absorption.
- An Excel spreadsheet was provided to facilitate the submission of results. Participants were also requested to provide general information, including details relevant for comparing results among participants, namely:
1. Name of the calculation code used,
 2. Neutronic/spectral calculation method (e.g., Monte Carlo, S_n , MOC),

Table 1. Dimensions of gadolinium rod rings [1].

Ring number	External radius [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

Table 2. Isotopic composition of fuel and absorber [1].

Material	Isotope/Element	Nuclear density [atom/b-cm]
UO ₂	U-234	8.4700×10^{-6}
	U-235	9.4763×10^{-4}
	U-238	2.2447×10^{-2}
	O	4.6807×10^{-2}
UO ₂ + Gd ₂ O ₃	U-234	6.8396×10^{-6}
	U-235	7.6521×10^{-4}
	U-238	2.1460×10^{-2}
	O	4.6225×10^{-2}
	Gd-154	2.5654×10^{-5}
	Gd-155	1.7417×10^{-4}
	Gd-156	2.4089×10^{-4}
	Gd-157	1.8417×10^{-4}
	Gd-158	2.9232×10^{-4}
	Gd-160	2.5725×10^{-4}

Table 3. Isotopic composition of water and Zircaloy [1].

Material	Element	Nuclear density [atoms/b-cm]
Water (0% steam void)	H	4.3417×10^{-2}
	O	2.1708×10^{-2}
Water with 40% steam void	H	2.7998×10^{-2}
	O	1.3999×10^{-2}
Water with 70% steam void	H	1.6434×10^{-2}
	O	8.2170×10^{-3}
Zircaloy-2	Sn	4.9797×10^{-4}
	Fe	9.1782×10^{-5}
	Cr	7.5861×10^{-5}
	Ni	4.0314×10^{-5}
	Zr	4.2465×10^{-2}

3. Depletion calculation method (e.g., predictor–corrector, predictor only, iterative predictor–corrector, mid-point method)
4. Nuclear data library (e.g., ENDF/B-VII.1, JEFF-3.1),
5. Number of energy groups (or continuous-energy neutron flux spectrum),
6. Portion of the assembly modelled (e.g., full assembly, half assembly, etc.)
7. Convergence criterion (e.g., source and flux, or k_{eff} and value),
8. Optional description of the code.

6. Results

Depletion calculations for the analysed BWR fuel assembly were performed using the TRITON calculation sequence from the SCALE code package, version 6.2.2 [12]. The SCALE package, developed by Oak Ridge National Laboratory, is an integrated set of tools for modelling and safety analysis of nuclear systems. Within the TRITON sequence, the two-dimensional deterministic solver NEWT, based on the discrete ordinates method (Sn), was used to solve the neutron transport equation. Coupling between transport calculations and depletion calculations was carried out using the predictor–corrector method.

Table 4. Depletion steps [1].

Step No.	Length ^a	Cumulative depletion ratio ^b	Step No.	Length ^a	Cumulative depletion ratio ^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 Depletion step length is given in GWd/MTU.

^b The cumulative depletion ratio is given in GWd/MTU.

Table 5. Isotopes to report [1].

Actinides	U-234, 235, 236, 238, Np-237, Pu-238, 239, 240, 241, 242, Am-241
Fission products	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

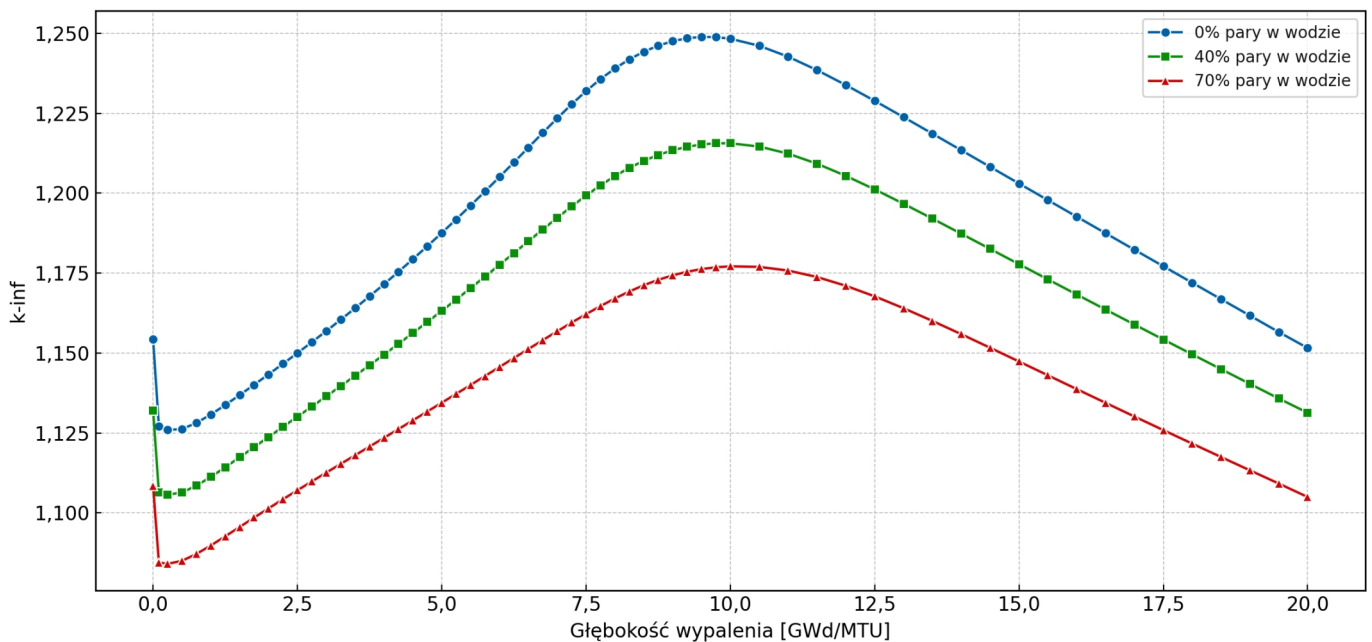
Table 6. Burnup and decay times for reporting [1].

Burnup ratio [GWD/MTU]	Storage period [years]
2	0 and 5
4	0 and 5
6	0 and 5
8	0 and 5
10	0 and 5
12	0 and 5
14	0 and 5
16	0 and 5
18	0 and 5
20	0 and 5

The computational model was developed in accordance with the benchmark specification [1]. A full 9 9 fuel assembly configuration was modelled without applying symmetry simplifications, which was one of the modelling options adopted by benchmark participants. In accordance with the benchmark assumptions, reflective boundary conditions were applied at the external boundaries of the assembly for the calculation of the infinite multiplication factor (k_{∞}), thereby simulating an infinite lattice of iden-

tical assemblies. A key element of the specification was the detailed modelling of gadolinium-bearing fuel rods, which were divided into ten concentric zones of equal cross-sectional area to enable accurate tracking of poison depletion. Calculations were performed using the 252-group neutron data library based on ENDF/B-VII.1, supplied with the SCALE package.

This paper presents selected results relevant to the requirements of the benchmark authors. Figure 4 shows the variation of the multiplication factor k_{∞} as a function of burnup for three analysed steam fractions. Tables 7 and 8 summarise the calculated nuclear number densities for the most important actinides and fission products from the standpoint of criticality, taking into account different burnup ratio, steam fractions, and a 5-year cooling period. The key benchmark aspect of gadolinium poison depletion is illustrated in Figures 5 and 6, where, for isotopes Gd-155 and Gd-157, the changes in their total number density (summed over all rings) are shown as a function of depletion and steam fraction. Figure 7 presents the relationship between the depletion of gadolinium-bearing rods and the depletion of the entire fuel assembly. Due to data rights, the results of other teams were not reproduced here. Aggregate comparisons are available in Annex B of the OECD/NEA report, where SC20 rows in Gd-155/Gd-157 concentration tables (e.g., pp. 117–122 [1]) show the same order of magnitude as other participants; similarly, k_{∞} results and corresponding burnups are compiled (Tab. 4.2 [1]). The OECD/NEA report [1] noted that 'SC20 actinide results indicate an error in the initial uranium isotopic concentrations' and for this reason, SC20 results were not included in the statistical analyses of actinides. This note applies solely to actinides and selected fission products – it does not refer to the gadolinium comparisons or k_{∞} trends presented here.

**Fig. 4.** Changes in the k_{∞} multiplication factor as a function of burnup for the three analysed water steam void fractions.

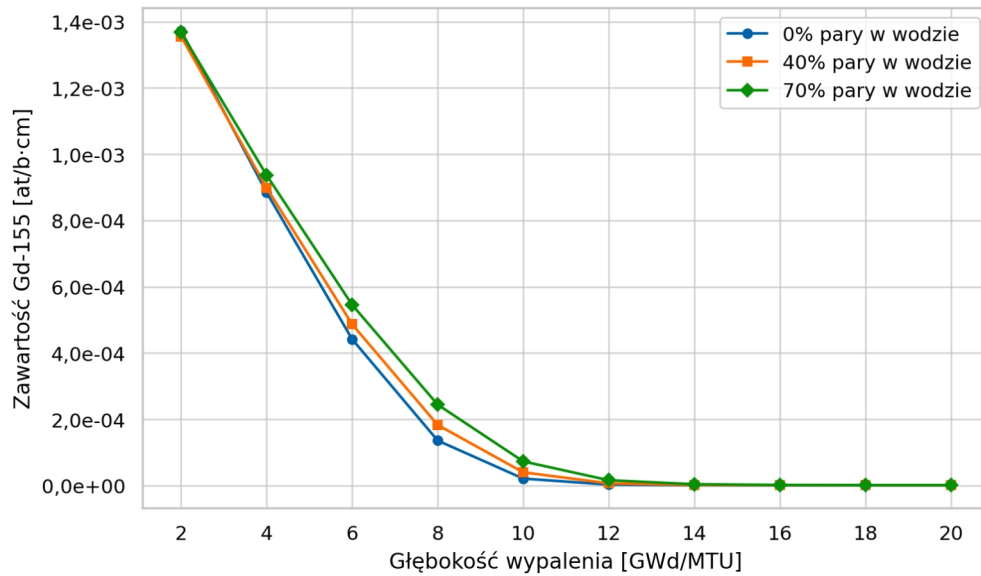


Fig. 5. Changes in the total Gd-155 nuclear density across all rings depending on burnup and steam content.

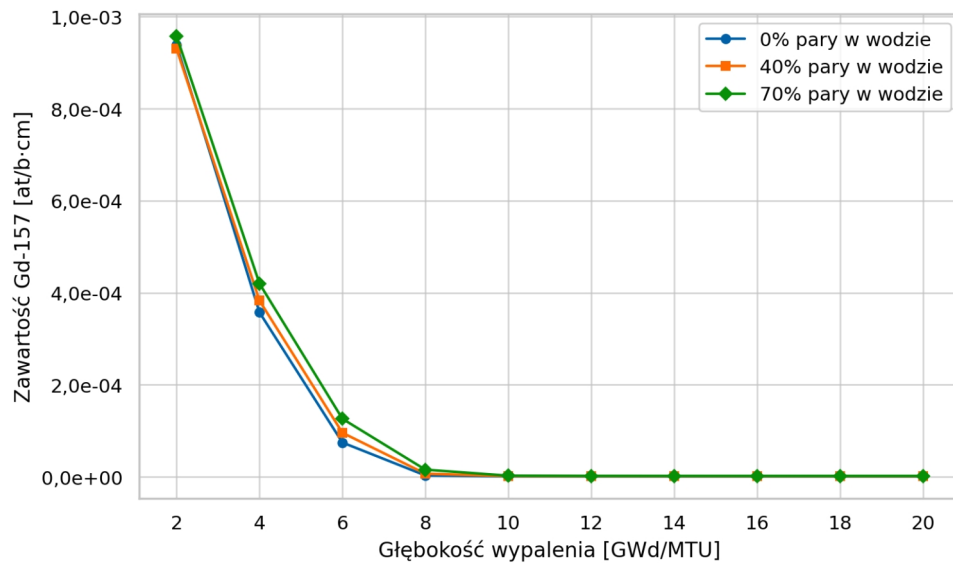


Fig. 6. Changes in the total Gd-157 nuclear density across all rings depending on burnup and steam content.

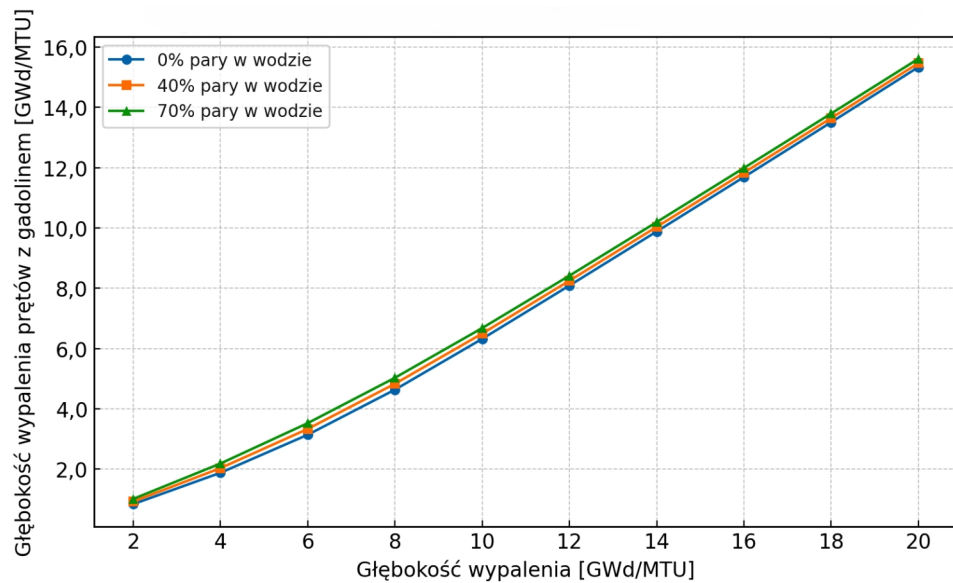


Fig. 7. The relationship between the burnup of gadolinium rods and the burnup of the entire fuel assembly.

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.

Steam void fraction [%]	Burnup ratio [GWD/MTU]	Storage time [years]	Nuclear densities of actinides [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

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.

Steam void fraction [%]	Burnup ratio [GWD/MTU]	Storage time [years]	Nuclear densities of fission products [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

Summary

This paper presents the results obtained by the author within the framework of the OECD/NEA Phase IIB international benchmark on modelling the depletion of BWR-type fuel with gadolinium-bearing rods. The calculations were performed using the SCALE/TRITON 6.2.2 code, applying the discrete ordinates (Sn) method to solve the neutron transport equation, and employing the detailed gadolinium rod model prescribed by the benchmark specification. The presented results clearly reflect the complex physics of the process. The k-inf multiplication factor curves (Fig. 4) correctly illustrate the characteristic reactivity peak, the magnitude of which decreases and whose position shifts towards higher burnup as the steam fraction increases. Analysis of the nuclear number densities of the key gadolinium isotopes Gd-155 and Gd-157 (Figs. 5 and 6) shows a rapid decline, which is the main cause of the initial reactivity rise. As expected, this process occurs fastest for the 0% steam case, where the thermal neutron flux is highest. The relationship between the burnup of gadolinium-bearing rods and the burnup of the entire assembly (Fig. 7) indicates a slower depletion rate of the poison compared to the assembly average, resulting from local neutron flux suppression. Detailed isotopic composition data for actinides and fission products (Tables 7 and 8) provide a complete dataset for further, in-depth safety analyses, e.g. in the framework of the burnup credit concept.

Comparison with the aggregate results published in the OECD/NEA report indicates that the shape of the k-inf curves and the order of magnitude of Gd-155/Gd-157 concentrations for the SC20 submission are consistent with the trends and scatter range presented in the publication. The reactivity peak values for the analyzed steam void fraction variants (approx. 1.250 for 0% void, 1.216 for 40% void, and 1.177 for 70% void) fall within the reported range. At the same time, in accordance with the editorial note of the OECD/NEA report, the SC20 results for actinides indicate a probable error in the initial isotopic composition of uranium, due to which they were not included in the statistical analyses of actinides. For this reason, comparative conclusions for detailed actinide concentrations are not formulated in this text. The presented tables are treated as supplementary material for further analysis.

The general conclusions from the Phase IIB benchmark, as formulated in the OECD report [1], highlight several key aspects. First, the largest source of discrepancies between participants' results proved to be the nuclear data libraries used, with a lesser impact from the calculation code itself or the neutron transport solution method. It was observed that excluding results based on older generations of libraries (e.g., ENDF/B-V) significantly reduced the overall scatter of k-inf values. The benchmark also showed that while concentrations of major isotopes such

as U-238 are calculated with very high consistency (deviation below 0.07%), there remain significant uncertainties in predicting the nuclear number densities of key gadolinium isotopes (2ssó up to 44% for Gd-155) and certain fission products, particularly Sm-149, Sm-151, and Eu-155 (2ssó in the range of 10–26%). These findings underline the importance of continued work on improving nuclear data and validating computational codes, which are essential for reliable spent nuclear fuel safety analyses.

Author's note

M.Sc. Łukasz Koszuk – nuclear physicist, graduate of the Faculty of Physics at the University of Warsaw, currently employed at the Faculty of Physics, Warsaw University of Technology. Co-founder and president of the Forum Atomowe Foundation, he also runs his own consultancy company “AI and Nuclear” and serves as a delegate to the NEA/OECD *Working Party on Nuclear Criticality Safety*.

Bibliography

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. Ghrayeb, 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.

XVIII szkoła sterylizacji i mikrobiologicznej dekontaminacji radiacyjnej

Wojciech Głuszewski

W dniach 16–17 października Instytut Chemii i Techniki Jądrowej zorganizował w formie on-line szkołę poświęconą radiacyjnej sterylizacji wyrobów medycznych i przeszczepów. Wzięło w niej udział 67 uczestników. Przy tej okazji poruszane były zagadnienia radiacyjnej konserwacji ziół, przypraw ziołowych, suplementów diety, fitofarmaceutyków i żywności. Zwrócono również uwagę na możliwości wykorzystania promieniowań jonizujących do modyfikacji tworzyw polimerowych w szczególności opakowań. W szkole tradycyjnie już brali udział wykładowcy z Międzyresortowego Instytutu Techniki Radiacyjnej w Łodzi oraz Zakładu Transplantologii i Centralnego Banku Tkanek Akademii Medycznej w Warszawie. Uczestnicy szkoły otrzymali certyfikaty ukończenia kursu oraz zaproszenie do obejrzenia na żywo Stacji Sterylizacji w Warszawie. W tym samym terminie w ramach projektu „RAPID” – Centrum Badań i Technologii Radiacyjnych uroczyście zakończono prace nad instalacją w Stacji Sterylizacji Radiacyjnej Wyrobów Medycznych i Przeszczepów kolejnego akceleratora. Projekt został dofinansowany z Krajowego Planu Odbudowy (KPO). Zakup nowego źródła promieniowania jonizującego dużej mocy zapewni jednostkom naukowym i przedsiębiorcom dostęp do nowoczesnej instalacji stosowanej do: sterylizacji radiacyjnej wyrobów medycznych, produktów leczniczych i przeszczepów, dekontaminacji mikrobiologicznej, konserwacji obiektów historycznych oraz modyfikacji materiałów. Osobom zainteresowanym tematyką radiacyjnej sterylizacji mogą być udostępnione prezentacje wygłoszonych wykładów:

- Projekt „RAPID – Centrum Badań i Technologii Radiacyjnych. Zwiększenie potencjału badawczego IChTJ poprzez zakup akceleratora liniowego”, dr inż. Urszula Gryczka, IChTJ.
- „Oddziaływanie promieniowania jonizującego na materię”, dr inż. Wojciech Głuszewski, IChTJ.
- „Sterylizacja radiacyjna na tle innych metod sterylizacji”, dr inż. Andrzej Rafalski.

- „Akceleratory elektronów – zastosowanie na potrzeby sterylizacji”, mgr inż. Sylwester Bułka, IChTJ.
- „Biologiczne działanie i ryzyko promieniowania jonizującego”, dr hab. Kamil Brzóska, IChTJ.
- „Sterylizacja przeszczepów tkankowych i ich zastosowanie”, dr n. med. Grzegorz Gut, Warszawski Uniwersytet Medyczny.
- „Mikrobiologiczne aspekty produktu w procesie sterylizacji radiacyjnej”, mgr Elżbieta Uler, Technochemia Grójec.
- „Mikrobiologiczna dekontaminacja żywności”, dr inż. Urszula Gryczka, IChTJ.
- „Wyznaczanie dawki sterylizacyjnej”, dr inż. Magdalena Rzepna, IChTJ.
- „Kontrola dozymetryczna radiacyjnej sterylizacji wyrobów medycznych”, dr inż. Andrzej Rafalski, IChTJ.
- „Zastosowanie techniki radiacyjnej do wytwarzania, modyfikacji i sterylizacji biomateriałów polimerowych”, prof. dr hab. inż. Piotr Ulański, Politechnika Łódzka MITR.
- „Walidacja procesu sterylizacji radiacyjnej”, dr inż. Radosław Wach, Politechnika Łódzka MITR.
- „Rola opakowań w sterylizacji radiacyjnej”, dr inż. Marta Walo, IChTJ.
- Projekt „RADOV – Otrzymywanie bioaktywnych peptydów na drodze zapoczątkowanej radiacyjnie fragmentacji protein obecnych w jajach kurzych oraz wbudowywanie otrzymanych bioaktywnych produktów w zaawansowane materiały”, dr inż. Marta Walo, IChTJ.

Radiacyjna sterylizacja to unikatowa metoda wyjaławiania materiałów i wyrobów w całej ich objętości, w dowolnej temperaturze w opakowaniach indywidualnych i zbiorczych. Na koniec można dodać, że eksperci Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej z udziałem polskich naukowców przygotowują publikację na temat wpływu promieniowania jonizującego na medyczne materiały polimerowe „Radiation Effects on Polymer Materials Commonly Used in Medical Devices”.

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