



PAŃSTWOWA
AGENCJA
ATOMISTYKI

e-ISSN 2353-9062
ISSN 0867-4752

BIULETYN

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

2 (140) 2026



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
- inżynieria bezpieczeństwa
- biologia medyczna.

WYDAWCA

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

REDAKCJA

Maciej JURKOWSKI – redaktor naczelny
Elżbieta ZALEWSKA – redaktor prowadzący
Marek WOŹNIAK – redaktor techniczny
Jarosław CHILMON – członek redakcji

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

RADA PROGRAMOWA

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

e-ISSN 2353-9062
ISSN 0867-4752

DRUK

PHU OLEJNIK Piotr Olejnik, 01-318 Warszawa, ul. E. Szwankowskiego 2/3
Zdjęcie na okładce: inspektorzy dozoru jądrowego PAA podczas kontroli (fot. PAA).

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 2 (140) 2026
Warszawa

Spis treści

- 5** Elżbieta Zalewska, Redakcja biuletynu BJiOR
PAA o bezpieczeństwie radiologicznym i roli inspektorów ochrony radiologicznej na konferencji SIOR
- 7** Łukasz Koszuk
Bezpieczeństwo krytycznościowe w polskim systemie regulacyjnym wobec praktyki międzynarodowej
- 24** Mateusz Łukaszczyk
Status (prawny) wymagań dla urządzeń i urządzeń technicznych w polskiej elektrowni jądrowej – przepisy a normy techniczne
- 39** Wojciech Głuszewski
Jak pisać o atomistyce?
- 44** Paweł Olko, Beata Brzozowska, Michał Gryziński, Paweł Krajewski, Bogusław Michalik, Jakub Ośko
Strategic Research Agenda for Radiological Protection in Poland

Szanowni Państwo

Drugi tegoroczny numer naszego kwartalnika otwiera informacja bieżąca o wystąpieniach wiceprezesa **Pawła Pytlarczyka** oraz inspektorów dozoru jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki na tegorocznej, czerwcowej konferencji Stowarzyszenia Inspektorów Ochrony Radiologicznej (SIOR).

Pierwszy z opublikowanych artykułów dotyczy bezpieczeństwa krytycznościowego, tj. dziedziny bezpieczeństwa jądrowego zajmującej się zapobieganiem niezamierzonej, samopodtrzymującej się reakcji łańcuchowej w układach zawierających materiał rozszczepialny, poza zamierzonym stanem krytycznym rdzenia reaktora. W pracy tej **Łukasz Koszuk** dokonał przeglądu porównawczego podejść regulacyjnych w wybranych systemach prawnych kilku krajów o zaawansowanych programach jądrowych, wskazując siedem obszarów, w których polski system regulacyjny wymaga uzupełnienia oraz opisując możliwe rozwiązania nie tylko w zakresie wymagań, ale także metodyki prowadzenia odpowiednich analiz obliczeniowych.



W drugim artykule **Mateusz Łukaszczyk** podejmuje temat charakteru prawnego przepisów ustawy i rozporządzeń o dozorcze technicznym, oraz relacji zachodzącej między nimi a normami technicznymi w kontekście wymagań dla urządzeń w elektrowni jądrowej. Przedmiotem rozważań jest w szczególności obligatoryjność norm technicznych (związanie *de iure* i *de facto*), przepisy techniczne ustalające wymagania bezwzględnie lub względnie wiążące, podstawy prawne krajowych wymagań dla urządzeń w elektrowni jądrowej, rodzajów tych urządzeń oraz warunków technicznych dozoru technicznego nad tymi urządzeniami, kwestie koordynacji nadzoru pomiędzy różnymi organami regulacyjnymi. W bieżącym numerze publikujemy pierwszą część tych rozważań, obejmującą wprowadzenie, ramy prawne dozoru technicznego oraz rodzaje urządzeń technicznych i innych w elektrowni jądrowej podlegających dozorowi technicznemu.

W trzecim artykule **Wojciech Głuszewski** omawia kwestie nomenklaturowe dotyczące oddziaływania promieniowania jonizującego na materię, w szczególności w procesach radiacyjnego utrwalania ziół, przypraw ziołowych, suszonych grzybów, suplementów diety, fitofarmaceutyków i żywności. Autor przedstawia również wyniki własnych badań nad efektem ochronnym związków aromatycznych w radiolizie związków organicznych.

Ostatni artykuł to opracowany w angielskiej wersji językowej, pod redakcją **Pawła Olko, Beaty Brzozowskiej, Michała Gryzińskiego, Pawła Krajewskiego, Bogusława Michalika i Jakuba Ośko** oraz przez kilkudziesięciu autorów, kompleksowy plan rozwoju badań podstawowych, mający na celu wskazanie priorytetowych kierunków badań dla ochrony radiologicznej na najbliższą dekadę, pod nazwą ***Strategic Research Agenda for Radiological Protection in Poland***. Wytacza on długoterminowe priorytety prac badawczych w kontekście rosnącego znaczenia energetyki jądrowej, medycznych zastosowań promieniowania jonizującego oraz zagrożeń cywilnych i militarnych, pozwalając na koordynację wysiłków różnych ośrodków naukowych dla realizacji długofalowych celów polityki naukowej państwa, wzmocnienie roli Polski w międzynarodowych projektach badawczych oraz rozwoju kompetencji w obliczu planowanego uruchomienia pierwszej polskiej elektrowni jądrowej.

Życzymy Państwu owocnej lektury,
Redaktor Naczelny
Maciej Jurkowski

PAA o bezpieczeństwie radiologicznym i roli inspektorów ochrony radiologicznej na konferencji SIOR

O roli inspektorów ochrony radiologicznej, a także znaczeniu kultury bezpieczeństwa w jednostkach, które wykorzystują promieniowanie jonizujące mówili wiceprezes Państwowej Agencji Atomistyki oraz inspektorzy dozoru jądrowego PAA, którzy wzięli udział w dorocznej konferencji Stowarzyszenia Inspektorów Ochrony Radiologicznej.



Fot. 1. Wiceprezes Paweł Pytlarczyk podczas otwarcia konferencji SIOR (fot. Elżbieta Zalewska).

Podczas konferencji Stowarzyszenia Inspektorów Ochrony Radiologicznej (SIOR), odbywającej się w dniach 9–12 czerwca w Skorzęcinie, wiceprezes Państwowej Agencji Atomistyki Paweł Pytlarczyk podkreślił kluczową rolę inspektorów ochrony radiologicznej w zapewnianiu bezpieczeństwa jądrowego i radiacyjnego przy prowadzeniu w Polsce działalności związanych z narażeniem na promieniowanie jonizujące. Zaznaczył, że skuteczny system ochrony radiologicznej opiera się na ścisłej współpracy organów państwowego dozoru jądrowego, inspektorów ochrony radiologicznej (IOR) i użytkowników źródeł promieniowania oraz środowiska naukowego.

W swoim wystąpieniu wiceprezes PAA zwrócił uwagę, że ochrona radiologiczna jest dziedziną wymagającą nie tylko znajomości przepisów i procedur, ale również gotowości do reagowania na nowe wyzwania technologiczne i organizacyjne. – *Rozwój nowoczesnych metod diagnostycznych i terapeutycznych, postępująca cyfryzacja procesów oraz zmieniające się regulacje międzynarodowe sprawiają, iż niezbędne staje się ciągle podnoszenie kwalifikacji i wymiana doświadczeń pomiędzy specjalistami* – podkreślił Paweł Pytlarczyk.

Wiceprezes PAA zaznaczył również, że inspektorzy ochrony radiologicznej odgrywają szczególną rolę w budowaniu kultury bezpieczeństwa. Ich zadania nie ograniczają się wyłącznie do nadzoru nad przestrzeganiem przepisów, lecz obejmują także kształtowanie dobrych praktyk i wzmacnianie świadomości bezpieczeństwa w jednostkach wykorzystujących promieniowanie jonizujące.

Ważnym elementem konferencji SIOR jest możliwość spotkania inspektorów ochrony radiologicznej (IOR), sprawujących wewnętrzny nadzór nad bezpieczeństwem i ochroną radiologiczną w jednostkach prowadzących prace ze źródłami promieniowania, z przedstawicielami zewnętrznego, państwowego dozoru jądrowego, jakimi są inspektorzy dozoru jądrowego i członkowie kierownictwa Państwowej Agencji Atomistyki. W ten bardziej bezpośredni sposób można uzyskać odpowiedzi na szczegółowe kwestie związane z aktualnym stanem prawnym w zakresie zastosowań promieniowania i wymagań bezpieczeństwa radiolo-



Fot. 2. Uczestnicy konferencji Stowarzyszenia Inspektorów Ochrony Radiologicznej (fot. SIOR).

gicznego. Inspektorzy dozoru jądowego Departamentu Ochrony Radiologicznej PAA omówili zagadnienia z zakresu kultury bezpieczeństwa w jednostkach prowadzących działalność związaną z narażeniem na promieniowanie jonizujące, przepisów regulujących transport źródeł promieniotwórczych oraz wymagań związanych z uzyskiwaniem zezwoleń, przyjmowaniem zgłoszeń i składaniem powiadomień na wykonywanie działalności związanej z narażeniem.

Omówiono także wytyczne do dokumentów przedkładanych do wniosku o wydanie zezwolenia, przyjęcie zgłoszenia lub powiadomienia na wykonywanie działalności związanej z narażeniem, z wyłączeniem działalności polegającej na budowie, rozruchu, eksploatacji lub likwidacji obiektów jądowych oraz działalności polegającej na budowie, eksploatacji lub zamknięciu składowisk odpadów promieniotwórczych. Wytyczne te dostępne są na stronie Państwowej Agencji Atomistyki w sekcji *Zezwolenia na prowadzenie działalności ze źródłami promieniowania jonizującego*.

Jak podkreśla PAA, konferencja SIOR stanowi ważne forum wymiany wiedzy i doświadczeń pomiędzy ekspertami i inspektorami ochrony radiologicznej.

Podczas konferencji ogłoszono 23 prezentacje z zakresu wykorzystania promieniowań jonizujących w medycynie, energetyce, nauce, ochronie środowiska i ochronie dziedzictwa kulturowego. Ich listę można znaleźć na stronie internetowej SIOR (<https://www.sior.pl/>) Osoby zainteresowane wybranymi tematami mogą otrzymać prezentacje wykładów poprzez kontakt z SIOR zarzad@sior.pl.

Miłym akcentem spotkania było przyznanie Marii Kubickiej, Prezes SIOR, tytułu Honorowego Prezesa SIOR. Wspólnie z Jerzym Kierzkowskim Maria Kubicka zgłosiła w roku 1998 pomysł organizowania regularnych spotkań Inspektorów Ochrony Radiologicznej, które dały w roku 2001 początek SIOR.

Na zakończenie konferencji Rafał Pietrzyk – Prezes Stowarzyszenia Inspektorów Ochrony Radiologicznej wręczył certyfikaty uczestnictwa w konferencji. Organizatorzy przygotowali dla zainteresowanych „Album” w formie elektronicznej, omawiający historię spotkań SIOR do roku 2025.

Elżbieta Zalewska,
Redakcja biuletynu BJIOR

Bezpieczeństwo krytycznościowe w polskim systemie regulacyjnym wobec praktyki międzynarodowej

Criticality safety in the Polish regulatory system in relation to international practice

Łukasz Koszuk
Wydział Fizyki Politechniki Warszawskiej

Streszczenie: Polskie wymagania dotyczące bezpieczeństwa krytycznościowego są zawarte przede wszystkim w § 105 i § 106 rozporządzenia Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego. Przepisy te wprowadzają wartości graniczne efektywnego współczynnika mnożenia neutronów ($k_{\text{eff}} \leq 0,95$ dla świeżego paliwa oraz $k_{\text{eff}} \leq 0,95$ lub $0,98$ dla paliwa napromienianego, zależnie od konfiguracji), nie określają jednak, jaką wartość obliczeniową należy z nimi porównywać, jak uwzględniać niepewności metody, bias kodu, tolerancje wykonawcze i degradację absorberów neutronów. Polski system nie zawiera również publicznie opisanego wyznaczenia górnego limitu podkrytyczności (USL, *Upper Subcritical Limit*), wymogu walidacji kodu obliczeniowego na eksperymentach krytycznych, zasad stosowania kredytu wypalenia (*burnup credit*) ani programu kontroli stałych absorberów.

W artykule przedstawiono porównawczy przegląd podejść regulacyjnych do bezpieczeństwa krytycznościowego w wybranych systemach prawnych, omówiono trzy szkoły metodyczne wyznaczania USL (amerykańską, francuską i MAEA), zilustrowano problem prostym przykładem obliczeniowym dla stojąca basenu wypalonego paliwa typu PWR oraz wskazano siedem obszarów, w których polski system regulacyjny wymaga uzupełnienia: rozszerzenie zakresu na cały cykl paliwowy, formalne wprowadzenie pojęcia USL, określenie minimalnego marginesu administracyjnego, jasne rozróżnienie warunków normalnych i awaryjnych, wymóg walidacji metody obliczeniowej z kryterium 95/95, zasady stosowania burnup credit oraz zasady uwzględniania i monitoringu absorberów neutronów. Najbardziej naturalnym rozwiązaniem dla Polski wydaje się model hybrydowy, łączący ogólne wymagania i wartości graniczne na poziomie rozporządzenia ze szczegółową metodyką w wytycznych Państwowej Agencji Atomistyki, z możliwością inkorporacji wybranych standardów międzynarodowych przez odwołanie.

Słowa kluczowe: Bezpieczeństwo krytycznościowe, efektywny współczynnik mnożenia, górny limit podkrytyczności (USL), *burnup credit*, walidacja kodów obliczeniowych, dozór jądrowy.

Abstract: Polish criticality safety requirements are primarily set out in §§ 105 and 106 of the Council of Ministers Regulation of 31 August 2012 on nuclear safety and radiological protection requirements for the design of a nuclear facility. The regulation introduces numerical limits on the effective neutron multiplication factor ($k_{\text{eff}} \leq 0.95$ for fresh fuel and $k_{\text{eff}} \leq 0.95$ or 0.98 for irradiated fuel, depending on the configuration). It does not specify, however, which calculated value should be compared against these limits, nor how to account for the bias of the calculational method, statistical and nuclear-data uncertainties, manufacturing tolerances, and degradation of neutron absorbers. The Polish system also lacks a publicly described methodology for determining the Upper Subcritical Limit (USL), a requirement to validate computational codes against critical experiments, rules for the use of burnup credit and a programme for qualification and surveillance of fixed neutron absorbers.

This article provides a comparative review of criticality safety regulation in selected legal systems, discusses three methodological schools for determining the USL (American, French and IAEA), illustrates the problem with a simple computational example for a PWR spent fuel pool rack, and identifies seven areas in which the Polish regulatory framework should be supplemented: extending the scope to the entire fuel cycle, formally introducing the USL concept, defining the minimum administrative subcriticality margin, clearly distinguishing normal and accident conditions, requiring validation of the computational method with a 95/95 statistical criterion, defining rules for burnup credit, and establishing rules for crediting and monitoring neutron absorbers. The most natural option for Poland appears to be a hybrid model, combining general requirements and numerical limits at the regulatory level with a detailed methodology in guidance issued by the National Atomic Energy Agency (PAA), with possible incorporation by reference of selected international standards.

Keywords: Nuclear criticality safety, effective multiplication factor, Upper Subcritical Limit (USL), burnup credit, code validation, nuclear regulator.

1. Wprowadzenie

Bezpieczeństwo krytycznościowe (*nuclear criticality safety*) jest dziedziną bezpieczeństwa jądrowego zajmującą się zapobieganiem niezamierzonej, samopodtrzymującej się reakcji łańcuchowej w układach zawierających materiał rozszczepialny, poza zamierzonym stanem krytycznym rdzenia reaktora [1]. Dotyczy ono m.in. magazynów świeżego paliwa, basenów wypalonego paliwa, kontenerów transportowych, instalacji suchego składowania pośredniego, zakładów wzbogacania, fabrykacji i przerobu paliwa oraz składowisk odpadów wysokoaktywnych.

Zakres niniejszego artykułu obejmuje bezpieczeństwo krytycznościowe paliwa jądrowego poza rdzeniem reaktora, to znaczy podczas jego przemieszczania i przechowywania – w magazynach świeżego paliwa, basenach i przechowalnikach paliwa wypalonego, instalacjach suchego składowania, kontenerach transportowych oraz przy operacjach przeładunkowych. Poza zakresem artykułu pozostaje natomiast kontrola reaktywności samego rdzenia reaktora, w tym utrzymanie jego podkrytyczności w stanach wyłączenia i podczas przeładunku paliwa. Zagadnienia te są regulowane odrębnie – poprzez wymagania dotyczące marginesu wyłączenia (tzw. *shutdown margin*) oraz systemów kontroli reaktywności, wyrażane w jednostkach reaktywności, a nie poprzez omawiane tu kryterium liczbowe i metodykę górnego limitu podkrytyczności.

Na początku warto rozróżnić trzy pojęcia, które w polskiej praktyce regulacyjnej bywają używane łącznie, choć dotyczą różnych poziomów analizy: funkcję bezpieczeństwa, metodę obliczeniową i kryterium regulacyjne.

Funkcja bezpieczeństwa polega na utrzymaniu odpowiedniego zapasu podkrytyczności układu we wszystkich istotnych stanach: podczas normalnej eksploatacji, w przewidywanych zdarzeniach eksploatacyjnych oraz w analizowanych stanach awaryjnych. Wartość efektywnego współczynnika mnożenia k_{eff} jest jednym z podstawowych parametrów opisujących, czy ta funkcja pozostaje spełniona [2]. Z funkcji bezpieczeństwa wynikają środki bezpieczeństwa: pasywne (np. geometria, stałe absorbery, ograniczenie masy materiału rozszczepialnego, ograniczenie wzbogacania, kontrola moderacji) oraz aktywne

i administracyjne (zawory, blokady, procedury, oznakowanie i szkolenia). To one fizycznie zapewniają utrzymanie układu w stanie podkrytycznym.

Metoda obliczeniowa to formalny aparat, którym wyznacza się wartość efektywnego współczynnika mnożenia neutronów dla analizowanego układu. Obejmuje ona kod obliczeniowy (np. SCALE/KENO, MCNP), bibliotekę danych jądrowych (np. ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3), zestaw przybliżeń modelowych oraz udokumentowaną walidację, czyli porównanie obliczeń z wynikami eksperymentów krytycznych w określonym obszarze stosowalności [2, 3]. Sam kod, niezależnie od stopnia zaawansowania, nie jest jeszcze metodą obliczeniową w sensie regulacyjnym, jeżeli nie został zwalidowany w obszarze, w którym ma być stosowany. Wynik niezwalidowanego kodu może być wartościowym oszacowaniem inżynierskim, ale nie stanowi wystarczającego dowodu spełnienia kryterium bezpieczeństwa, ponieważ nie znamy w sposób udokumentowany jego błędu systematycznego (biasu), czyli różnicy między wartością obliczoną a rzeczywistą oraz tego, w którą stronę i o ile kod systematycznie zawyża lub zaniża wynik.

Kryterium regulacyjne jest formalnym warunkiem akceptacji opartym na wartości granicznej i marginesach bezpieczeństwa. Nie jest ono tożsame z fizyczną granicą krytyczności $k_{\text{eff}} = 1$. Gdyby tak było, układ o $k_{\text{eff}} = 0,9999$ należałoby uznać za dopuszczalny, mimo że w praktyce nie miałby wystarczającego marginesu bezpieczeństwa. Dlatego w analizach krytycznościowych stosuje się limit podkrytyczności: wartość graniczną, poniżej której obliczony i odpowiednio skorygowany k_{eff} daje uzasadnione przekonanie, że rzeczywisty układ pozostaje podkrytyczny [4]. Limit ten obejmuje niepewności obliczeniowe i eksperymentalne, ale nie zastępuje analizy zdarzeń takich, jak błąd procedury, awaria urządzenia czy niewłaściwa konfiguracja układu. Te zdarzenia powinny być identyfikowane i kontrolowane osobno w ramach analizy scenariuszy i obrony w głąb.

Kryterium regulacyjne nie odnosi się więc do prawdziwego fizycznego k_{eff} , którego nie znamy bezpośrednio, lecz do wartości obliczonej po uwzględnieniu poprawek, niepewności i marginesów. Sam wynik nominalny, np. $k_{\text{eff}} = 0,89$, nie przesądza jeszcze o spełnieniu kryterium. W rozporządzeniu dotyczącym wymagań bezpieczeństwa

jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego [5], w § 105 i § 106 połączono te poziomy: przepis posługuje się efektywnym współczynnikiem mnożenia neutronów i podaje wartość 0,95, ale nie określa metody jej wyznaczania ani sposobu uwzględniania niepewności. Tu właśnie powstaje luka, którą omawia ten artykuł.

§ 105 wymaga, aby efektywny współczynnik mnożenia neutronów nie przekraczał wartości 0,95. Kluczowe pytanie brzmi jednak: do której wartości k_{eff} odnosi się ten próg? W praktyce analitycznej trzeba rozróżnić co najmniej dwa poziomy interpretacji.

Pierwszy poziom to nominalny k_{eff} obliczony dla modelu układu w projektowej geometrii i projektowym składzie materiałowym. Jest to wielkość bezpośrednio zwracana przez kod, ale sama w sobie nie uwzględnia biasu metody, statystycznej niepewności Monte Carlo, tolerancji wykonawczych, niepewności danych jądrowych ani niepewności modelowania. Porównywanie tej wartości wprost z progiem 0,95 byłoby metodycznie niepełne.

Drugi poziom to wartość obliczeniowa przygotowana do porównania z kryterium akceptacji, czyli k_{eff} dla konserwatywnego modelu układu, powiększony o statystyczną niepewność obliczeń oraz skorygowany o bias metody (tj. błąd systematyczny odchylenia wyników), niepewność biasu i wymagany margines podkrytyczności. W uproszczonym zapisie taki bilans można przedstawić jako: $k_{\text{eff,obliczony}} + 2\sigma + |\text{bias}| + \Delta\text{bias} + \text{MoS}$ (*Margin of Subcriticality*, margines podkrytyczności), gdzie σ oznacza odchylenie standardowe statystycznej niepewności wyniku obliczeń metodą Monte Carlo, a człon 2σ odpowiada w przybliżeniu 95-procentowemu poziomowi ufności tego wyniku, przy czym szczegółowy sposób sumowania składników zależy od przyjętej metodyki i korelacji między niepewnościami. Dopiero tak przygotowana wartość może być sensownie porównywana z limitem akceptacji. Taka logika leży u podstaw analiz krytycznościowych stosowanych m.in. w USA [3, 6], we Francji [7] i w Niemczech [8, 9].

W bilansie niepewności występują dwie zasadniczo różne klasy ich źródeł, których nie należy ze sobą mieszać. Klasa pierwsza to tolerancje i zmienność układu fizycznego: odstępstwa rzeczywistego obiektu od idealnego modelu projektowego. Wzbogacenie paliwa zadeklarowane jako 4,95% może w dopuszczalnych granicach produkcyjnych różnić się od wartości nominalnej. Grubość pochłaniacza neutronów w przegrodzie stojaka magazynowego może być nieco mniejsza od projektowej. Odległość między koszami w basenie wypalonego paliwa może zmieniać się wskutek tolerancji wykonawczych, deformacji, korozji lub starzenia się materiałów. Takie efekty są właściwością rzeczywistego układu i powinny być w modelu ujęte w sposób konserwatywny, tzn. tak, aby nie zaniżały reaktywności.

Klasa druga to bias i niepewność metody obliczeniowej, czyli różnica między obliczonym k_{eff} a wartością, którą

uzyskałby rzeczywisty, dokładnie taki sam układ fizyczny. Źródłem tej klasy są niedokładności bibliotek danych jądrowych, przybliżenia algorytmiczne kodu, niepewności statystyczne metody Monte Carlo oraz potencjalne błędy modelowania. Jest to niepewność związana z narzędziem i wiedzą analityka, a nie bezpośrednio z samym obiektem.

Te dwie klasy mają osobne metody walidacji. Tolerancje fizyczne potwierdza się dokumentacją projektową i produkcyjną, kontrolą jakości, inspekcjami oraz, w wybranych zastosowaniach, pomiarami, np. weryfikacją głębokości wypalenia przed załadunkiem do kontenera. Bias i niepewności metody obliczeniowej określa się przez walidację względem eksperymentów krytycznych, zwykle z wykorzystaniem bazy ICSBEP (*International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project*) [10], analizę statystyczną i badanie trendów w obszarze stosowności.

Z tego rozróżnienia wynika kluczowa konsekwencja do dyskusji o polskim podejściu wyrażonym w przytoczonym wcześniej rozporządzeniu: pojedyncza wartość 0,95 nie wystarcza do przeprowadzenia całej analizy. Aby była operacyjnie użyteczna, trzeba określić, jaką wartość obliczeniową wolno z nią porównywać. Do tego służy pojęcie górnego limitu podkrytyczności (USL, *Upper Subcritical Limit*).

1.1. Idea USL

Górny limit podkrytyczności jest pojęciem łączącym walidację metody obliczeniowej z kryterium regulacyjnym. NUREG/CR-6698 definiuje USL jako limit nałożony na obliczone k_{eff} : jeżeli obliczona wartość k_{eff} dla analizowanego układu jest mniejsza od USL, można z określonym poziomem ufności uznać, że rzeczywisty układ pozostaje podkrytyczny z wymaganym marginesem [3]. W jednej z powszechnie stosowanych konwencji zapisu:

$$\text{USL} = 1,0 + \text{bias} - \Delta\text{bias} - \text{MoS}$$

gdzie bias oznacza różnicę między obliczonym k_{eff} dla zestawu eksperymentów krytycznych a wartością eksperymentalną bliską $k_{\text{eff}} = 1$, Δbias jest statystyczną niepewnością biasu, a MoS to administracyjny margines podkrytyczności (w amerykańskiej praktyce często przyjmowany jako 0,05). To właśnie ten margines uzasadnia często obserwowaną w praktyce światowej liczbę 0,95.

Jeżeli kod systematycznie zaniża k_{eff} dla danej klasy układów, bias ma znak ujemny i obniża dopuszczalny USL. Jeżeli kod systematycznie zawyża k_{eff} , bias jest dodatni. W wielu praktykach regulacyjnych przyjmuje się wtedy konserwatywnie bias równy zeru, chyba że istnieje silne uzasadnienie fizyczne i statystyczne. Dobrze zwalidowany kod może mieć bias rzędu od kilku pcm do kilkuset pcm dla typowych konfiguracji reaktorów lekkowodnych, lecz wartość ta zawsze zależy od obszaru stosowności. Analogiczną logikę przedstawia IAEA SSG-27 Rev. 1, w którym dopuszczalny poziom limitu podkrytyczności jest

redukowany o składniki odpowiadające biasowi, niepewności metody i wymaganemu marginesowi [2].

W operacyjnym ujęciu warunek akceptacji można zapisać jako:

$$k_{\text{eff,obliczony}} + 2\sigma \leq \text{USL} \leq 0,95$$

gdzie 2σ to konserwatywne uwzględnienie statystycznej niepewności obliczeń Monte Carlo. W praktyce USL jest zwykle niższy niż 1,0, a w systemach stosujących administracyjny margines 0,05 często znajduje się poniżej lub w pobliżu 0,95. Ten zapis pokazuje, że liczba zwracana przez kod nie jest tym samym, co liczba pojawiająca się w przepisie. Wartość obliczeniową trzeba podnieść o niepewność statystyczną i inne niekorzystne składniki, a wartość graniczną trzeba obniżyć o bias, niepewność biasu i marginesy. Dopiero wtedy porównanie ma sens regulacyjny.

Na przykład, jeżeli nominalne $k_{\text{eff}} = 0,910$, a $2\sigma = 0,002$, to wartość obliczeniowa do porównania wynosi 0,912. Jeżeli bias = -0,008, $\Delta\text{bias} = 0,005$, MoS = 0,05, to $\text{USL} = 1,000 + (-0,008) - 0,005 - 0,05 = 0,937$. Warunek $0,912 < 0,937$ jest spełniony, ale pozorny zapas 0,038 do progu 0,95 zmniejsza się w pełnym bilansie do około 0,025.

Konstrukcja USL jest zatem pomostem między światem obliczeń a światem regulacji. Jej składniki, tj. bias, niepewność biasu, margines administracyjny i margines obszaru stosowalności, muszą być uzasadnione w dokumentacji licencyjnej przez benchmarki, testy statystyczne i analizę trendów, a nie jedynie przez deklarację analityka. W typowym amerykańskim raporcie krytyczności (NCSE, *Nuclear Criticality Safety Evaluation*) dokumentacja USL stanowi osobną część analizy [11]. W polskim § 105 nie ma pojęcia USL ani równoważnej ramy metodycznej. Liczba 0,95 występuje samodzielnie, bez jawnego odniesienia do biasu, niepewności, marginesu administracyjnego, walidacji i obszaru stosowalności. Tę lukę warto wypełnić nie przez mechaniczne kopiowanie amerykańskiego standardu, lecz przez stworzenie spójnego aparatu metodycznego, którym mogłyby posługiwać się zarówno dozór, jak i operator.

2. Bezpieczeństwo krytycznościowe w Polsce

Obecnie zakres praktycznych zagadnień bezpieczeństwa krytycznościowego w Polsce jest ograniczony. Najważniejszym działającym obiektem jest reaktor badawczy MARIA w Narodowym Centrum Badań Jądrowych. Reaktor pracuje na paliwie niskowzbożacym, a jego basen połączony jest z basenem przechowawczym pełniącym funkcję krótkookresowego przechowalnika wypalonego paliwa oraz napromienionych elementów konstrukcyjnych i eksperymentalnych. W krajowym wykazie obiektów jądrowych znajdują się również reaktor EWA w likwidacji oraz przechowalniki wypalonego paliwa jądrowego, tj. obiekty 19 i 19A [12].

Brak szczegółowej krajowej metodyki wyznaczania górnego limitu podkrytyczności, walidacji kodów obliczeniowych czy uwzględniania biasu metody nie prowadził dotychczas do istotnych trudności praktycznych. Skala obiektów jest niewielka, geometrie magazynowe były dobrze znane, a relacje między operatorem a dozorem opierały się na wieloletniej praktyce instytucjonalnej.

Uruchomienie pierwszej elektrowni jądrowej zmieni tę sytuację jakościowo i ilościowo. Zestaw paliwowy w elektrowni jądrowej przechodzi kolejno przez szereg odmiennych konfiguracji fizycznych: transport w kontenerze, magazyn świeżego paliwa, operacje przeładunkowe i transferowe, pracę w rdzeniu, mokre składowanie w basenie wypalonego paliwa, przepakowanie do kontenera, suche lub mokre składowanie pośrednie oraz transport do miejsca docelowego. Każda z tych konfiguracji wymaga odrębnego wykazania podkrytyczności, zarówno dla warunków normalnych, jak i dla odpowiednio dobranych zdarzeń awaryjnych.

W elektrowni komercyjnej liczba analizowanych elementów paliwowych, operacji i konfiguracji będzie nieporównywalnie większa, niż jest obecnie w reaktorze badawczym. W skali wieloletniej eksploatacji jednego bloku, a tym bardziej całego programu jądrowego, analizie podlegać będą tysiące zestawów paliwowych. Szczególnie wymagającym obiektem będzie basen wypalonego paliwa, w którym gęste rozmieszczenie zestawów paliwowych wymaga stosowania stałych absorberów neutronów lub rozpuszczalnego boru. Każdy z tych mechanizmów wymaga własnej walidacji i udokumentowanego marginesu bezpieczeństwa.

3. Polska podstawa prawna i jej luki

Polski system regulacji bezpieczeństwa jądrowego ma strukturę wielopoziomową. Podstawą jest ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe, natomiast wymagania szczegółowe dotyczące projektu obiektu jądrowego określa rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego [5]. W kontekście bezpieczeństwa krytycznościowego szczególne znaczenie mają § 105, § 106 i pomocniczo § 107 tego rozporządzenia. Są to podstawowe przepisy, w których w polskim prawie pojawiają się liczbowe wartości graniczne efektywnego współczynnika mnożenia neutronów.

Regulacje dotyczące bezpieczeństwa krytycznościowego występują także na poziomie ustawowym. Art. 50a Prawa atomowego [13] nakazuje przechowywanie wypalonego paliwa po okresie schładzania w basenie przy reaktorze w warunkach zapewniających zachowanie podkrytyczności. Przepis ten dopuszcza ponadto uwzględnienie wypalenia paliwa w obliczeniach wykazujących podkrytyczność (tzw.

burnup credit) i wskazuje dwa podstawowe środki techniczne: utrzymanie właściwej odległości między elementami paliwowymi oraz stosowanie absorberów neutronów. Jest to ważne, ponieważ art. 50a stanowi polską podstawę prawną dla stosowania *burnup credit*, choć czyni to w bardzo ogólny sposób.

Zakres art. 50a jest jednak ograniczony. Przepis dotyczy przechowalnika wypalonego paliwa po fazie schładzania w basenie przyreaktorowym, a więc obiektów odpowiadających pojęciu mokrego lub suchego składowania pośredniego. Nie reguluje wprost samego basenu wypalonego paliwa zlokalizowanego przy reaktorze, w którym paliwo znajduje się bezpośrednio po wyładunku z rdzenia i w którym problem gęstego rozmieszczenia zestawów paliwowych jest szczególnie istotny. Powoduje to rozproszenie wymagań między ustawę a rozporządzenie i utrudnia jednoznaczne odtworzenie kompletnej metodyki analizy krytyczności danego układu.

Na tle innych systemów regulacyjnych istotna jest jeszcze jedna różnica. W USA, Niemczech czy Finlandii wartość graniczna jest powiązana z publicznie dostępną metodyką: odpowiednio z dokumentami NRC i NUREG, standardami KTA/DIN albo wytycznymi STUK YVL. W Polsce liczby 0,95 i 0,98 funkcjonują bez analogicznej warstwy metodycznej. Państwowa Agencja Atomistyki nie opublikowała dotychczas odrębnych wytycznych poświęconych bezpieczeństwu krytycznościowemu, porównywalnych z amerykańskimi regulatory guides czy niemieckimi regulami KTA.

§ 105 rozporządzenia odnosi się do obiektów i elementów wyposażenia służących do przemieszczania lub przechowywania świeżego paliwa jądrowego. Wymaga on zapobiegania warunkom krytyczności, w szczególności przez stosowanie geometrycznie bezpiecznych konfiguracji tak, aby przy założeniu maksymalnej przewidzianej zawartości materiałów rozszczepialnych oraz w sytuacjach awaryjnych, w tym przy zalaniu wodą niezawierającą absorbera neutronów, efektywny współczynnik mnożenia neutronów nie przekraczał 0,95 [5].

§ 106 dotyczy paliwa napromieniowanego. Dla obiektów i elementów wyposażenia, w których zakłada się wykorzystanie wody zawierającej absorber neutronów, przepis wymaga, aby k_{eff} nie przekraczał 0,95 przy zalaniu wodą z absorberem oraz 0,98 w razie awaryjnego zalania wodą niezawierającą absorbera neutronów. Przepis wprowadza zatem dwustopniowe kryterium, lecz nie określa, w jaki sposób należy uwzględniać bias metody obliczeniowej, niepewności statystyczne, tolerancje wykonawcze, degradację absorberów ani walidację obliczeń.

Pozytywnie należy ocenić sam fakt, że polskie przepisy zawierają wartości graniczne i rozróżniają, przynajmniej w § 106, warunki z absorberem i bez absorbera. Pozytywne jest również wskazanie geometrycznie bezpiecznych konfiguracji jako preferowanego środka zapobiegania krytyczności oraz ustawowe dopuszczenie *burnup credit* w art. 50a.

Te elementy nie wystarczają jednak do przeprowadzenia kompletnej analizy regulacyjnej, ponieważ nie rozstrzygają, jaką wartość k_{eff} należy porównywać z progiem liczbowym.

3.1. Najważniejsze luki polskiego systemu

Braki polskiego systemu można uporządkować według kolejnych etapów typowej analizy krytyczności:

- **Brak jednoznacznego wymogu walidacji metody obliczeniowej.** Polskie przepisy nie wymagają wprost, aby kod, biblioteka danych jądrowych i przybliżenia modelowe były zwalidowane w obszarze stosowalności analizowanego obiektu. Nie wskazują również, że walidacja powinna opierać się na eksperymentach krytycznych, np. z bazy ICSBEP, ani że należy analizować trendy względem parametrów obszaru stosowalności. W efekcie wynik obliczeń nie jest formalnie powiązany z udokumentowanym biasem metody.
- **Brak pojęcia USL i jego składowych.** W rozporządzeniu nie występuje górny limit podkrytyczności ani równoważna konstrukcja obejmująca bias, niepewność biasu, administracyjny margines podkrytyczności oraz margines związany z wyjściem poza obszar walidacji. Nie jest więc jasne, czy próg 0,95 odnosi się do wartości nominalnej z kodu, wartości powiększonej o niepewność statystyczną, czy wartości skorygowanej o bias i tolerancje.
- **Brak kryterium statystycznego 95/95.** W wielu systemach regulacyjnych niepewność biasu wyznacza się z użyciem jednostronnego limitu tolerancji, zwykle z ufnością 95% i pokryciem 95% populacji. Polskie przepisy nie wprowadzają takiej semantyki statystycznej, przez co operator i dozór mogą posługiwać się tym samym słowem „niepewność” w różnym sensie.
- **Burnup credit jako zezwolenie bez metodyki.** Art. 50a ust. 2 Prawa atomowego dopuszcza uwzględnienie wypalenia paliwa w obliczeniach podkrytyczności, ale nie określa warunków stosowania tego efektu. Nie wymaga pomiarowej weryfikacji wypalenia, nie wskazuje dopuszczalnej listy nuklidów, nie rozróżnia wariantu „actinide-only” i „actinide-plus-fission-product” ani nie wymaga osobnej walidacji obliczeń składu izotopowego i osobnej walidacji obliczeń k_{eff} . Tymczasem w praktyce amerykańskiej zagadnienia te są rozdzielone między NUREG/CR-7108 i NUREG/CR-7109.
- **Niejednoznaczny zakres burnup credit w basenie przyreaktorowym.** Art. 50a dotyczy przechowalników po fazie schładzania w basenie przy reaktorze. Nie przesądza wprost, czy i na jakich warunkach *burnup credit* może być stosowany w samym basenie wypalonego paliwa elektrowni. Wykładnia dopuszczająca takie zastosowanie jest możliwa, ale wymagałaby uzupełnienia przez wytyczne dozoru lub praktykę licencyjną.

- **Brak reguł dotyczących stałych absorberów i zarządzania ich degradacją.** § 105–106 nie określają, w jakim zakresie wolno stosować pochłaniacze stałe, takie jak Boraflex czy Boral. Nie wymagają programu inspekcji ich degradacji ani okresowego potwierdzenia zawartości boru metodami pomiarowymi. Art. 50a ust. 3 pkt 2 wymienia pochłaniacze neutronów jako środek zapewnienia podkrytyczności, ale nie tworzy dla nich programu kwalifikacji i nadzoru.
- **Brak zasady podwójnej awaryjności.** W polskich przepisach nie występuje odpowiednik „*Double Contingency Principle*”, znany m.in. z ANSI/ANS-8.1, IAEA SSG-27 Rev. 1 i francuskiej zasady „*double défaillance*”. Bez tej zasady trudniej rozstrzygnąć, które zdarzenia powinny być pokrywane marginesem obliczeniowym, a które wymagają niezależnych środków technicznych lub administracyjnych.
- **Brak zdefiniowanego zakresu raportu krytyczności.** Polskie przepisy wymagają raportów bezpieczeństwa, ale nie określają struktury i minimalnej zawartości wyodrębnionej analizy krytycznościowej. Nie wskazują, jak należy dokumentować konfiguracje graniczne, walidację, obszar stosowalności, niepewności, kontrolę absorberów, kredyt wypalenia i analizę błędnego załadunku.
- **Ograniczony i rozproszony zakres przedmiotowy.** § 105–107 rozporządzenia projektowego dotyczą przede wszystkim obiektu jądrowego i jego wyposażenia, w szczególności przechowywania oraz przemieszczania świeżego i napromieniowanego paliwa w obrębie obiektu jądrowego. Odrębne rozporządzenie w sprawie odpadów promieniotwórczych i wypalonego paliwa jądrowego [58] zawiera wymagania dotyczące ewidencji, warunków przechowywania i kontroli przechowalników, a w § 26 nakazuje sprawdzanie spełnienia warunków utrzymania podkrytyczności w przechowalniku wypalonego paliwa. Nie określa jednak metodyki wykazania tej podkrytyczności: nie wprowadza progu k_{eff} , pojęcia USL, walidacji kodu, sposobu uwzględniania biasu, niepewności, kredytu wypalenia ani degradacji absorberów. W rezultacie wymagania dotyczące podkrytyczności są w polskim systemie rozproszone – istnieje ogólny obowiązek jej utrzymania i kontroli, ale brakuje metodyki obliczeniowej dla przechowywania, składowania, transportu i operacji z wypalonym paliwem oraz materiałami rozszczepialnymi.
Część praktyki metodycznej zostanie zapewne wniesiona do pierwszych polskich postępowań licencyjnych wraz z dokumentacją technologiczną AP1000, przygotowaną w dużej mierze w odniesieniu do standardów NRC. Nie rozwiązuje to jednak problemu krajowej metodyki regulacyjnej. Dokumentacja dostawcy i praktyka kraju pochodzenia technologii mogą stanowić ważny punkt odniesienia, lecz nie zastępują publicznie określonej metodologii polskiego dozoru. Jest to szczególnie istotne dlatego, że

polscy program jądrowy może obejmować różne technologie reaktorowe, różne rozwiązania w zakresie gospodarki paliwowej oraz różne obiekty cyklu paliwowego. W takim kontekście PAA będzie musiała oceniać analizy krytycznościowe nie tylko przez pryzmat dokumentacji konkretnego dostawcy, lecz także na podstawie własnej, spójnej i neutralnej technologicznie praktyki oceny, wypracowanej z uwzględnieniem doświadczeń państw posiadających rozwinięte systemy regulacyjne w tym obszarze.

4. Dlaczego sam próg k_{eff} nie wystarcza

Wartość graniczna $k_{\text{eff}} = 0,95$ jest tylko jednym elementem analizy bezpieczeństwa krytycznościowego. Aby można było ją zastosować regulacyjnie, należy określić, jaka wartość obliczeniowa ma być z nią porównywana i jakie składniki niepewności trzeba uwzględnić. W tym rozdziale omówiono trzy klasy zagadnień: niepewności metody obliczeniowej, burnup credit oraz tolerancje fizyczne i czynniki ludzkie. Czwarty istotny element, tj. utrzymanie marginesu w czasie eksploatacji, w tym degradacja absorberów, został wyodrębniony do osobnego rozdziału 5.

4.1. Niepewności metody obliczeniowej i kryterium 95/95

Wynik Monte Carlo zapisany w postaci $k_{\text{eff}} = 0,89047 \pm 0,00015$ informuje przede wszystkim o statystycznej niepewności metody obliczeniowej. Oznacza, jak precyzyjnie dany kod, z daną biblioteką danych jądrowych i dla danego modelu geometryczno-materiałowego, oszacował własną wartość oczekiwaną. Nie odpowiada natomiast sam z siebie na pytanie, czy ta wartość jest zgodna z rzeczywistym zachowaniem układu fizycznego.

Związek między kodem a rzeczywistością ustala się przez walidację względem eksperymentów krytycznych, najczęściej z bazy ICSBEP. Według metodologii opisanej w NUREG/CR-6698 należy obliczyć zestaw eksperymentów reprezentatywnych dla analizowanego układu, wyznaczyć rozkład różnic między obliczeniem a eksperymentem, określić bias metody oraz niepewność tego biasu [3]. Istotnym elementem jest jednostronny limit tolerancji 95/95, który pozwala stwierdzić, z przyjętym poziomem ufności, że określona część populacji przypadków w obszarze stosowalności jest objęta wyznaczonym limitem.

Kryterium 95/95 ma znaczenie praktyczne. Nie jest to zwykłe odchylenie standardowe z kilku benchmarków, lecz statystyczny warunek pokrycia populacji wyników w obszarze walidacji. Podobna semantyka występuje w amerykańskim 10 CFR 50.68, które wymaga wykazania $k_{\text{eff}} \leq 0,95$ przy 95% prawdopodobieństwie i 95% poziomie ufności [14]. Polski § 105 podaje liczbę 0,95, ale nie nadaje jej analogicznej interpretacji statystycznej.

Oprócz biasu kodu należy uwzględnić niepewności danych jądrowych. Biblioteki ENDF/B, JEFF czy JENDL zawierają wartości przekrojów czynnych obarczone niepewnościami i korelacjami. W systemie kodów typu SCALE/TSUNAMI propaguje się je do niepewności k_{eff} przez połączenie współczynników czułości z macierzami kowariancji. Dla typowych układów reaktorów lekkowodnych wkład ten może być rzędu kilkuset pcm, a w konfiguracjach słabiej pokrytych eksperymentami może być większy. Zastosowanie takich metod w pakiecie SCALE/TSUNAMI opisano m.in. w literaturze dotyczącej analiz wrażliwości i niepewności [15].

Do bilansu należy również dodać statystyczną niepewność obliczeń Monte Carlo. W praktyce regulacyjnej stosuje się zwykle k_{eff} powiększone o 2σ lub 3σ , zależnie od przyjętej konwencji. Ostatecznie warunek akceptacji ma postać równoważną nierówności: wartość obliczona, powiększona o niekorzystne składniki, musi być mniejsza od USL lub innego formalnie zdefiniowanego limitu akceptacji. W wielu analizach basenów PWR oznacza to, że projektowy wynik nominalny powinien znajdować się wyraźnie poniżej 0,95, często w zakresie 0,92–0,93, zależnie od przyjętego biasu, niepewności i marginesu administracyjnego.

4.2. Burnup credit

Burnup credit polega na uwzględnieniu faktu, że wypalone paliwo zawiera mniej materiału rozszczepialnego oraz więcej nuklidów pochłaniających neutrony niż paliwo świeże. Z punktu widzenia projektowania basenów, kontenerów transportowych i pojemników suchego składowania mechanizm ten ma duże znaczenie ekonomiczne, ponieważ pozwala projektować bardziej zwarte układy magazynowe. Jego stosowanie wymaga jednak osobnych metod walidacyjnych.

Pierwsza walidacja dotyczy obliczeń składu izotopowego paliwa. Kody wypaleniowe i transmutacyjne, takie jak ORIGEN-S, przewidują stężenia aktynowców i produktów rozszczepienia po określonej historii pracy reaktora. Waliduje się je przez porównanie wyników obliczeń z wynikami destrukcyjnych analiz radiochemicznych próbek paliwa, np. zgromadzonych w bazie SFCOMPO [59]. Z punktu widzenia bezpieczeństwa krytycznościowego istotne jest nie tylko to, jak dokładnie kod odtwarza stężenie pojedynczego izotopu, lecz przede wszystkim to, jak błędy w przewidywanym składzie paliwa wpływają na obliczoną wartość k_{eff} . Dlatego w analizach burnup credit porównuje się zwykle reaktywność układu obliczoną dla składu izotopowego zmierzonego oraz dla składu przewidzianego przez kod wypaleniowy [16].

Druga walidacja dotyczy samego obliczenia wartości k_{eff} dla zadanego składu izotopowego paliwa. Nie istnieje pełna baza eksperymentów krytycznych dokładnie odpowiadających wypalonemu paliwu z typową zawartością

aktynowców i produktów rozszczepienia po eksploatacji w reaktorze. Dlatego wykorzystuje się zestaw danych pośrednich: eksperymenty z paliwem świeżym, eksperymenty z układami zawierającymi pluton i uran, analizy wrażliwości i niepewności oraz specjalne eksperymenty z paliwem o wysokim stopniu wypalenia. Do tej ostatniej grupy należą francuskie eksperymenty HTC (*Haut Taux de Combustion*), wykonane na potrzeby walidacji obliczeń *burnup credit*. W amerykańskim systemie regulacyjnym rozdzielone walidacji składu izotopowego i walidacji obliczeń k_{eff} odzwierciedlają dokumenty NUREG/CR-7108 i NUREG/CR-7109 [16, 17].

Burnup credit wymaga ponadto uwzględnienia profilu osiowego wypalenia. Końce prętów paliwowych są zwykle mniej wypalone niż część środkowa, co może zwiększać reaktywność w porównaniu z modelem opartym na wypaleniu uśrednionym osiowo. Zjawisko to wymaga stosowania odpowiednich profili wypalania lub innego konserwatywnego sposobu reprezentacji rozkładu wypalenia.

Ostatnim elementem jest weryfikacja deklarowanego stopnia wypalenia. Jeżeli analiza dopuszcza załadunek paliwa tylko powyżej określonego stopnia wypalenia, trzeba wykazać, że rzeczywiste paliwo spełnia ten warunek. Stosuje się w tym celu krzywe załadunkowe, pomiary promieniowania gamma, pomiary emisji neutronów lub analizę błędnego załadunku, wykazującą, że nawet pomyłka w identyfikacji kilku zestawów nie prowadzi do przekroczenia USL.

4.3. Tolerancje fizyczne i czynniki ludzkie

Niezależnie od niepewności metody obliczeniowej należy uwzględnić niepewności geometryczne i materiałowe samego układu. Każdy element stojaka, kasety paliwowej lub przegrody z absorberem ma wartość nominalną i tolerancję wykonawczą. W analizie krytycznościowej parametry te należy przyjmować tak, aby nie zaniżyć k_{eff} .

Dojrzałe metodyki regulacyjne wymagają, aby tolerancje geometryczne i materiałowe były uwzględniane albo przez konserwatywne wartości graniczne, albo przez formalny składnik niepewności. Analogicznie należy traktować uproszczenia modelowe: jednorodne modelowanie paliwa, pomijanie radialnego rozkładu wypalenia, uśrednianie temperatury i gęstości moderatora czy idealne pozycjonowanie kaset w stojaku. Takie uproszczenia nie są niepewnością Monte Carlo ani biasem biblioteki danych, lecz niepewnością reprezentacji rzeczywistego obiektu.

Osobną klasą zdarzeń są błędy operacyjne, w szczególności błędny załadunek paliwa: umieszczenie zestawu o innym wzbogaceniu, innym wypaleniu lub w niewłaściwej pozycji stojaka. Analiza błędów operacyjnych, niezależna weryfikacja głębokości wypalenia i zasada podwójnej awaryjności służą temu, aby pojedyncza pomyłka nie była wystarczającą drogą do osiągnięcia krytyczności. Polskie przepisy nie formułują takich wymagań wprost.

5. Utrzymanie marginesu podkrytyczności w czasie eksploatacji

Margines podkrytyczności nie jest stałą cechą układu raz wykazaną w analizie projektowej. Może ulegać zmianie wskutek degradacji materiałów pochłaniających neutrony, zmian geometrii i warunków moderacji, modyfikacji reguł załadunku paliwa lub aktualizacji danych obliczeniowych. Dlatego dojrzałe systemy regulacyjne traktują margines podkrytyczności jako wielkość, którą trzeba aktywnie utrzymywać przez cały okres eksploatacji obiektu – od oddania do użytku, przez rutynowe inspekcje, aż po decyzje o przedłużeniu eksploatacji, modyfikacji stojaków lub wymianie absorberów.

Najczęściej cytowanym przykładem ilustrującym ten problem jest degradacja Boraflexu w amerykańskich basenach wypalonego paliwa. Boraflex to materiał polimerowy z węglikiem boru (B_4C), stosowany powszechnie w stojakach basenowych od lat 70. XX wieku. Pierwotnie zakładano jego trwałość rzędu kilkudziesięciu lat. W latach 90. okazało się, że w środowisku basenowym, pod wpływem promieniowania gamma i wody zdejonizowanej z rozpuszczonym borem, polimer ulega degradacji, a uwolnione cząsteczki B_4C są wymywane z paneli. W odpowiedzi NRC wydał Generic Letter 96-04, zobowiązujący operatorów stosujących Boraflex do programów nadzoru, pomiarów *in situ* oraz powiązania wyników pomiarów z aktualną analizą krytycznościową [18]. Jeżeli zmierzony ubytek przekraczał założenia analizy, konieczne było ograniczenie eksploatacji wybranych pozycji stojaka, zmiana reguł załadunku albo wymiana materiału absorbującego.

Z punktu widzenia metodycznego przypadek Boraflexu pokazuje, że margines podkrytyczności wymaga regularnego nadzoru. Nie wystarcza, by absorber spełniał założenia w chwili oddania stojaka do eksploatacji. Trzeba także udokumentować, że pozostaje spójny z analizą przez cały okres jego użycia. Analogiczne kłopoty obserwowano w przypadku innych materiałów polimerowych, a także rozwiązań na bazie aluminium z B_4C , gdzie problemem bywa na przykład utrata szczelności paneli.

Podobny problem dotyczy rozpuszczonego boru w wodzie basenów PWR. Jeżeli bor jest uwzględniany w analizie krytycznościowej, analiza musi obejmować nie tylko stan nominalny, lecz także przypadki rozcieńczenia lub utraty boru oraz sposób monitorowania jego stężenia. Praktyki krajowe są w tym zakresie różne. W podejściu amerykańskim dopuszcza się uwzględnienie boru przy spełnieniu określonych warunków analitycznych i eksploatacyjnych. W podejściu fińskim przyjęto bardziej konserwatywną zasadę: wykazanie podkrytyczności paliwa poza reaktorem powinno opierać się na środkach strukturalnych, a nie na uwzględnianiu substancji rozpuszczonych w wodzie [28].

Dla polskiego systemu regulacyjnego wynika z tego wniosek, że wymaganie liczbowe dotyczące k_{eff} powinno

być powiązane z wymaganiami eksploatacyjnymi. Przepisy lub wytyczne dozoru powinny określać nie tylko wartość graniczną w stanie projektowym, lecz także zasady kwalifikacji absorberów (stałych i rozpuszczalnych), monitoringu ich degradacji, aktualizacji analiz krytycznościowych oraz działań korygujących po wykryciu odchylenia od założeń analizy. Bez tych elementów wymóg liczbowy opisuje głównie stan początkowy obiektu, a nie utrzymanie marginesu podkrytyczności w czasie.

6. Wpływ sumowania niepewności na margines podkrytyczności – przykład obliczeniowy

Aby analiza problemu nie była czysto teoretyczna, warto przyjrzeć się prostemu układowi z wypalonym paliwem jako przykładowi sytuacji, w której nominalny wynik Monte Carlo nie jest jeszcze regulacyjnym dowodem podkrytyczności. W modelu opisanym poniżej scenariusz bazowy (wypalone paliwo, woda bez rozpuszczalnego boru, świeży Boral, refleksyjne warunki brzegowe) daje wynik:

$$k_{eff} = 0,94354 \pm 0,00018 (1\sigma)$$

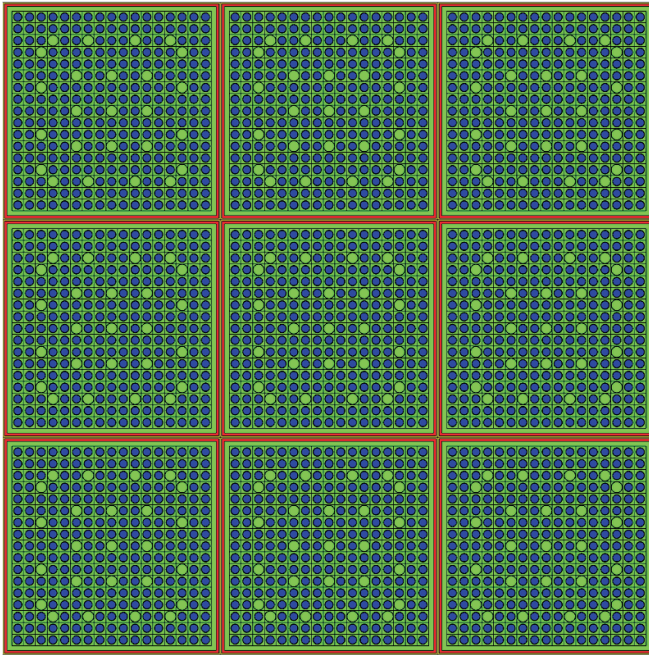
Wynik ten jest niższy od progu 0,95 występującego w polskich przepisach, ale zapas wynosi jedynie około 0,0065. Literalna interpretacja mogłaby więc prowadzić do wniosku, że warunek liczbowy jest spełniony. Przykład pokazuje jednak, że po dodaniu realistycznych perturbacji i typowych składników niepewności zapas ten może zostać wyczerpany.

Należy przy tym zaznaczyć, że modelowany przypadek, tj. wypalone paliwo, stały absorber Boral i woda bez rozpuszczalnego boru, nie jest w polskim prawie opisany jednoznacznie progami liczbowymi. § 105 rozporządzenia [5] dotyczy paliwa świeżego, natomiast § 106 wprowadza dwustopniowość w kontekście wody zawierającej absorber neutronów. Przykład ma zatem charakter dydaktyczny i ilustracyjny.

6.1. Model

Parametry geometryczne i materiałowe modelu oparto na publicznie dostępnych benchmarkach. Główną referencją dla kasety 17×17 jest benchmark CB1, NEA/NSC/DOC(2003)1, przygotowany w ramach OECD/NEA Working Party on Nuclear Criticality Safety [20]. Dodatkowo wykorzystano dane typowe dla kaset PWR 17×17 oraz dane materiałowe zestawione w NUREG/CR-6979 i PNNL-15870 [21, 22].

Model obejmuje moduł stojaka 3×3 do mokrego składowania kaset paliwowych PWR w basenie wypalonego paliwa (rys. 1). Każda komórka mieści kasetę Westinghouse 17×17 zawierającą 264 pręty paliwowe, 24 rury



Rys. 1. Modelowany stojak z układem 3×3 do mokrego składowania kaset paliwowych PWR w basenie wypalonego paliwa (wizualizacja: Fulcrum/SCALE).

Fig. 1. Modeled 3×3 rack for wet storage of PWR fuel assemblies in a spent fuel pool (visualization: Fulcrum/SCALE).

wiodące oraz jedną rurę na oprzyrządowanie, w modelu potraktowaną jak rura wiodąca. Skok siatki wynosi 1,260 cm, a aktywna wysokość paliwa 365,76 cm. Wewnętrzne wymiary komórki stojaka wynoszą 22,42 cm × 22,42 cm. W modelu wykorzystującym połowę grubości ścianki komórki granica pomiędzy sąsiednimi komórkami przebiega przez płaszczyznę symetrii wspólnej ścianki stalowej. Licząc od osi kasety na zewnątrz, model obejmuje kasetę, 5 mm wody, panel Boral o grubości 2,96 mm i połowę ścianki ze stali 304 o grubości 1,59 mm. Pełna struktura między sąsiednimi kasetami składa się więc z warstwy wody, panelu Boral, ścianki stalowej, drugiego panelu Boral i kolejnej warstwy wody. Nie jest to klasyczny układ ze szczeliną wodną intensyfikującą moderację neutronów między dwoma absorberami, lecz uproszczona konstrukcja warstwowa typu sandwich. Wybór takiej geometrii pozwala wyraźnie prześledzić wpływ gęstości powierzchniowej boru-10 w absorberze, szczególnie w scenariuszach degradacji.

Paliwo przyjęto jako UO_2 o wzbogaceniu początkowym 4,95 wt% U-235 i gęstości 10,4216 g/cm³. Koszulki i rury wiodące wykonano z Zircaloy-4, stal komórek ze stali 304, a moderator stanowiła woda lekka bez rozpuszczalnego boru o gęstości 0,9982 g/cm³. Absorber stanowił panel Boral, modelowany jako kompozyt B_4C+Al o grubości 2,96 mm, z udziałem objętościowym B_4C równym 19,5% i borem naturalnym. Odpowiada to gęstości powierzchniowej boru-10 około 0,021 g B-10/cm².

Warunki brzegowe w płaszczyźnie poziomej były refleksyjne (tj. z odbiciem na granicy obszaru), co repre-

zentuje nieskończoną kratę identycznych modułów stojaka. W kierunku pionowym przyjęto 30 cm reflektora wodnego nad i pod aktywnym słupem paliwa oraz warunek próżniowy poza tym obszarem. Obliczenia wykonano w pakiecie SCALE 6.3.1 w kodzie Monte Carlo KENO-VI, a obliczenia wypalenia i składu izotopowego zrealizowano w kodzie TRITON. Domyślną biblioteką danych jądrowych była biblioteka wielogrupowa ENDF/B-VIII.0 (252 grupy energetyczne). Parametry transportu Monte Carlo obejmowały 50 000 cząstek w generacji, 350 generacji aktywnych oraz 50 generacji pominiętych dla zbieżności źródła.

6.2. Punkt wyjścia: świeże paliwo i potrzeba *burnup credit*

W scenariuszu S0 wszystkie dziewięć kaset zawiera świeże paliwo o wzbogaceniu 4,95 wt% U-235. Wynik obliczeń wynosi:

$$S0: k_{\text{eff}} = 1,15609 \pm 0,00022$$

W przyjętym modelu układ jest nadkrytyczny. Wynik ten potwierdza, że gęsty stojak dla paliwa PWR o wzbogaceniu bliskim 5 wt%, zalany wodą lekką, nie może być akceptowany bez dodatkowych mechanizmów redukcji reaktywności. Możliwe rozwiązania to zwiększenie gęstości powierzchniowej absorbera, zwiększenie rozstawu komórek, uwzględnienie rozpuszczonego boru albo *burnup credit*.

W kolejnych scenariuszach zastosowano *burnup credit*. Przyjęto wypalenie 30 GWd/MTU, czas chłodzenia 5 lat i skład izotopowy paliwa uzyskany w obliczeniach wypaleniowych. Wybór takiego wypalenia pozwolił uzyskać scenariusz bazowy S1 z k_{eff} bliskim, ale niższym od 0,95, co ułatwia pokazanie wpływu poszczególnych składników marginesu. Dla wypalonego paliwa, geometrii nominalnej, wody bez boru, świeżego Boralu o gęstości powierzchniowej około 0,021 g B-10/cm² oraz refleksyjnych warunków brzegowych otrzymano:

$$S1: k_{\text{eff}} = 0,94354 \pm 0,00018$$

Nominalny margines do progu 0,95 wynosi 0,00646. Jest to margines niewielki w porównaniu z typowymi wkładami pochodzącymi od tolerancji wykonawczych, niepewności metody obliczeniowej i degradacji absorberów. Sam fakt, że wartość nominalna jest niższa od 0,95, nie przesądza więc o spełnieniu kryterium w sensie pełnej analizy regulacyjnej.

6.3. Analiza wrażliwości

Względem scenariusza S1 wykonano zestaw perturbacji reprezentujących różne klasy niepewności. Wyniki podano w tabeli 1. Wartości Δk oznaczają różnicę względem scenariusza bazowego S1. W tabeli podano znaki efektów. W analizie regulacyjnej dodatnie i ujemne wkłady nie

Tabela 1. Wyniki scenariuszy obliczeniowych (KENO-VI, SCALE 6.3.1, ENDF/B-VIII.0 252-grupowa; 350 generacji aktywnych \times 50 000 cząstek, 50 generacji pominiętych).

Table 1. Results of computational scenarios (KENO-VI, SCALE 6.3.1, ENDF/B-VIII.0 252-group; 350 active generations \times 50,000 particles, 50 skipped generations).

Scenariusz	Opis zmiany w stosunku do S1	k_{eff}	$\sigma(k_{eff})$	Δk względem S1
S0	Świeże paliwo 4,95 wt% U-235, bez wypalenia	1,15609	0,00022	–
S1	Baza: paliwo wypalone 30 GWd/MTU, 5 lat chłodzenia, woda 20°C, Boral nominalny, warunki brzegowe refleksyjne	0,94354	0,00018	–
S2a	Wypalenie dla zwiększonego wzbogacenia początkowego 4,97 wt% U-235	0,94471	0,00018	+0,00117
S2b	Średnica pastylki +0,2%	0,94397	0,00019	+0,00043
S2c	Grubość koszulki –5%	0,94567	0,00016	+0,00213
S2 łącznie	S2a + S2b + S2c jednocześnie	0,94688	0,00016	+0,00334
S3	Niesymetryczny luz wodny, kasetka dosunięta do ścianki	0,92221	0,00018	–0,02133
S4	Woda 4°C zamiast 20°C	0,94379	0,00019	+0,00025
S5-10	Degradacja Boralu –10%	0,94868	0,00019	+0,00514
S5-25	Degradacja Boralu –25%	0,95744	0,00018	+0,01390
S5-50	Degradacja Boralu –50%	0,97677	0,00016	+0,03323
S6	Warunki brzegowe próżniowe zamiast refleksyjnych	0,84817	0,00019	–0,09537
S7a	Zmiana biblioteki na ENDF/B-VIII.0 1597-grupową	0,94051	0,00016	–0,00303
S7b	Zmniejszona statystyka MC: 175 zamiast 350 generacji aktywnych	0,94355	0,00029	+0,00001

powinny być sumowane automatycznie, lecz zgodnie z przyjętą metodą statystyczną i oceną korelacji.

Scenariusze S2 pokazują, że nawet umiarkowane tolerancje wykonawcze mogą zwiększyć k_{eff} o kilka tysięcznych. W przypadku paliwa wypalonego wpływ wzbogacenia początkowego jest mniejszy niż dla paliwa świeżego, ponieważ proces wypalenia częściowo kompensuje różnice początkowego składu. Nie oznacza to jednak, że tolerancje można pominąć.

Scenariusz S3 daje wynik ujemny: dosunięcie kasetki do ścianki zmniejsza k_{eff} . Efekt wynika z silniejszego sprzężenia neutronów z panelem absorbera po stronie dosunięcia. Wynik pokazuje, że intuicyjny wybór konserwatywnego kierunku perturbacji może być zawodny. Analiza powinna obejmować systematyczne poszukiwanie konfiguracji maksymalizującej reaktywność.

Scenariusz S4 wskazuje niewielki dodatni wpływ zimniejszej wody. W pełnej analizie należałoby dodatkowo sprawdzić przypadki zmniejszonej gęstości moderatora i optimum moderacji, ponieważ w niektórych układach częściowe odwodnienie lub zmiana gęstości może zwiększać k_{eff} .

Scenariusze S5 są najważniejsze z punktu widzenia eksploatacji. Degradacja Boralu o 10% zwiększa k_{eff} o około 0,005, a degradacja o 25% prowadzi do wyniku większego od 0,95. Pokazuje to, że uwzględnianie absorbera w analizie podkrytyczności bez programu monitoringu i aktualizacji analizy może z czasem prowadzić do utraty marginesu.

Scenariusz S6 pokazuje znaczenie warunków brzegowych. Refleksyjne warunki boczne są zachowawcze dla pełnego basenu lub nieskończonej kraty stojaków, natomiast dla pojedynczego modułu prowadzą do znacznego przeszacowania reaktywności. Dobór warunków brzegowych powinien być uzasadniony geometrią analizowanego obiektu.

Scenariusz S7a pokazuje wpływ biblioteki danych jądrowych. Zmiana biblioteki z 252-grupowej na 1597-grupową daje różnicę około 0,003. Nie należy jej traktować jako uniwersalnego biasu, ale jako wskazanie, że wybór biblioteki i jej walidacja są istotnym elementem metody obliczeniowej.

6.4. Od wyniku kodu do warunku akceptacji

Pierwszym krokiem jest uwzględnienie niepewności statystycznej Monte Carlo:

$$k_{S1} + 2\sigma = 0,94354 + 0,00036 = 0,94390$$

Jest to konserwatywna wartość estymatora Monte Carlo dla danego modelu, a nie pełna wartość regulacyjna. Jeżeli dodamy wybrane dodatnie perturbacje: tolerancje wykonawcze S2 (+0,00334), zimną wodę S4 (+0,00025) i degradację Boralu o 10% S5-10 (+0,00514), otrzymujemy:

$$0,94390 + 0,00334 + 0,00025 + 0,00514 = 0,95263$$

Wynik przekracza 0,95, mimo że scenariusz bazowy był od tej wartości niższy. Dla degradacji Boralu o 25% analo-

giczny bilans daje 0,96139. Takie sumowanie ma charakter ilustracyjny i konserwatywny. W formalnej analizie należałoby określić, które składniki są niezależne, które skorelowane, a które powinny być traktowane jako scenariusze graniczne. Przykład pokazuje jednak skalę efektu: margines nominalny do 0,95 może zostać wyczerpany przez kilka realistycznych perturbacji.

6.5. Składniki nieobliczone w przykładzie

W powyższym bilansie nie uwzględniono jeszcze pełnej walidacji kodu, niepewności biasu, niepewności danych jądrowych ani niepewności specyficznych dla *burnup credit*. W pełnej analizie należałoby przeprowadzić walidację KENO-VI z biblioteką ENDF/B-VIII.0 na benchmarkach ICSBEP reprezentatywnych dla układów LEU-COMP-THERM oraz, dla paliwa wypalonego, uwzględnić eksperymenty i dane właściwe dla *burnup credit*.

Typowe literaturowe wartości biasu i niepewności biasu dla dobrze zwalidowanych układów LWR mogą wynosić od kilku do kilkunastu tysięcznych Δk , zależnie od obszaru stosowalności i jakości benchmarków. Dodatkowo dochodzi niepewność obliczonego składu izotopowego, niepewność profilu osiowego wypalenia oraz niepewność danych jądrowych propagowana z macierzy kowariancji. W niniejszym przykładzie wartości te nie zostały obliczone, dlatego należy traktować je jako brakującą część pełnej analizy, a nie jako wynik ilościowy tego case study.

Aby to zilustrować, przy typowych wartościach literaturowych: $\text{bias} = -0,005$, $\Delta\text{bias} = 0,004$, margines administracyjny $\text{MoS} = 0,050$, otrzymuje się $\text{USL} = 1,000 + (-0,005) - 0,004 - 0,050 = 0,941$. Warunek akceptacji miałby wtedy postać $k_{\text{eff,obl}} + 2\sigma \leq \text{USL}$, a obliczenie daje $0,94354 + 0,00036 = 0,94390 > 0,941$. Już scenariusz bazowy S1 nie spełniałby tak zdefiniowanego USL, mimo że jego nominalny wynik jest niższy od 0,95. Przykład nie dowodzi, że analizowany układ byłby licencyjnie nieakceptowalny w każdym systemie regulacyjnym. Pokazuje natomiast, że bez zdefiniowanej metodyki ta sama liczba może prowadzić do różnych wniosków.

6.6. Relacja do § 105 i § 106

Modelowany przypadek nie mieści się jednoznacznie w prostym schemacie § 105 i § 106 rozporządzenia [5]. § 105 dotyczy świeżego paliwa, natomiast § 106 odnosi się do paliwa napromieniowanego w układach, w których zakłada się wykorzystanie wody zawierającej absorber neutronów. W analizowanym modelu absorber jest stały, a woda nie zawiera rozpuszczonego boru. Możliwe są co najmniej dwie interpretacje. Według interpretacji ścisłej dla takiego układu brakuje jednoznacznego progu liczbowego, a próg 0,95 można stosować jedynie przez analogię. Według interpretacji rozszerzającej należałoby uznać, że § 106 obejmuje ogólnie paliwo napromieniowane, a próg

0,95 powinien być stosowany jako bardziej konserwatywny. Obie interpretacje pokazują potrzebę doprecyzowania krajowej metodyki.

7. Podejścia regulacyjne w wybranych jurysdykcjach

7.1. Modele regulacyjne i rola progu liczbowego

W wielu systemach regulacyjnych wartość $k_{\text{eff}} \leq 0,95$ odgrywa rolę podstawowego punktu odniesienia dla oceny podkrytyczności. Różnice między państwami dotyczą jednak tego, gdzie ta wartość jest zapisana i jaki aparat metodyczny decyduje o jej praktycznym znaczeniu. Można wyróżnić trzy modele. Model nakazowy polega na zapisaniu progu liczbowego w akcie prawnym, standardzie technicznym lub dokumencie dozoru mającym charakter wiążący. Model oparty na wyznaczaniu celu bezpieczeństwa polega na tym, że przepisy określają wymagany rezultat, natomiast szczegółowe kryteria i sposób ich spełnienia są uzasadniane przez operatora w dokumentacji bezpieczeństwa przedkładanej w postępowaniu licencyjnym. Model hybrydowy łączy ogólny obowiązek ustawowy z wytycznymi technicznymi regulatora. Polski system ma cechę charakterystyczną: zawiera wartość liczbową w rozporządzeniu, lecz nie zawiera publicznej metodyki jej stosowania.

W tabeli 2 zestawiono siedemnaście systemów prawnych reprezentujących różne modele regulacyjne i różne części cyklu paliwowego: przechowywanie świeżego i wypalonego paliwa, transport, suche składowanie, zakłady cyklu paliwowego i składowiska geologiczne. Dobór obejmuje państwa o rozwiniętej metodyce analizy krytycznościowej, kraje regionu oraz państwa korzystające z adaptacji standardów międzynarodowych. Ostatnia kolumna wskazuje podstawowe akty prawne, standardy i dokumenty techniczne stanowiące źródło opisu danego modelu (numery odsyłają do bibliografii).

7.2. Trzy szkoły metodyki USL

Zestawienie podejść regulacyjnych pokazuje, że podobna wartość graniczna może być uzasadniana różnymi konstrukcjami metodycznymi. Trzy najważniejsze szkoły wyznaczania limitu podkrytyczności odpowiadają na to samo pytanie: jak przejść od wyniku kodu obliczeniowego do warunku akceptacji z udokumentowanym marginesem bezpieczeństwa.

Szkoła amerykańska (NUREG/CR-6698) definiuje USL przez bias metody obliczeniowej, niepewność biasu, margines administracyjny i ewentualny margines związany z obszarem stosowalności [3]. Typowy zapis ma postać $\text{USL} = 1 + \beta - \Delta k_u - \Delta\text{SM} - \Delta\text{AOA}$. Bias β wyznacza się przez korelację z eksperymentami ICSBEP, Δk_u to statystyczny limit tolerancji jednostronnej 95/95, ΔSM to

Tabela 2. Porównanie podejść regulacyjnych do bezpieczeństwa krytycznościowego w wybranych systemach prawa.
Table 2. Comparison of regulatory approaches to criticality safety in selected legal systems.

Kraj	Model regulacyjny	Próg k_{eff}	Metodyka USL i walidacja	Burnup credit	Źródła
USA	Model nakazowy, oparty na wymaganiach 10 CFR oraz dokumentach NRC: Regulatory Guides, NUREG, Interim Staff Guidance i standardach ANSI/ANS.	Dla świeżego paliwa w wodzie nieborowanej: $k_{eff} \leq 0,95$ przy 95% prawdopodobieństwie i 95% poziomie ufności. Dla optimum moderacji dopuszczalnie do 0,98. Dla basenu wypalonego paliwa 10 CFR 50.68 rozróżnia warunki z wodą borowaną i nieborowaną.	Metodyka USL oparta na bisie metody, niepewności biasu, marginesie administracyjnym i obszarze stosowności. Walidacja na eksperymentach krytycznych, analiza trendów i statystyczny limit tolerancji 95/95.	Tak, dla transportu i składowania wypalonego paliwa PWR opisany m.in. w ISG-8 Rev. 3. Dla basenów paliwowych podejście akceptowalne opisują RG 1.240 i NEI12-16 Rev. 4.	[3, 6, 14, 16, 17, 23–26, 56, 57]
Kanada	Model nakazowy w dokumencie dozorowym CNSC. REGDOC-2.4.3 integruje wymagania programu bezpieczeństwa krytycznościowego i odwołuje się do standardów ANSI/ANS-8.	Dokument nie sprowadza wymagań do jednej liczby ustawowej. Wymagany jest limit podkrytyczności wyznaczony dla analizowanego przypadku, z odpowiednim marginesem.	Wymagana jest walidacja metody obliczeniowej w obszarze stosowności, z wykorzystaniem eksperymentów krytycznych, a nie wyłącznie porównań kod-kod. Metodyka jest zasadniczo zbliżona z podejściem USL.	Dopuszczalny, jeżeli zostanie osobno uzasadniona wiarygodność obliczeń składu izotopowego i obliczeń k_{eff} .	[27, 57]
Niemcy	Model nakazowy przez reguły KTA i standardy DIN stosowane w praktyce technicznej elektrowni jądrowych.	KTA 3602 wskazuje $k_{eff} \leq 0,95$ dla normalnej eksploatacji i przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych. W szczególnych, krótkotrwałych stanach awaryjnych może być dopuszczone k_{eff} do 0,98, jeżeli zostanie to uzasadnione.	Niepewności obliczeniowe, tolerancje geometryczne i materiałowe oraz jakość walidacji są elementem wykazania spełnienia kryterium. Podejście jest funkcjonalnie zbliżone do USL, choć zapisane w języku KTA/DIN.	Tak, w niemieckiej praktyce technicznej burnup credit dla mokrego składowania i transportu paliwa wypalonego jest omawiany w powiązaniu z DIN 25471 i DIN 25712 [9].	[8, 9]
Finlandia	Model nakazowy oparty na wytycznych STUK YVL i przepisach STUK dotyczących bezpieczeństwa elektrowni jądrowych.	YVL B.4 wskazuje $k_{eff} \leq 0,95$ dla stanów normalnych i przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych oraz $k_{eff} \leq 0,98$ dla wybranych projektowych stanów awaryjnych.	Podkrytyczność paliwa poza reaktorem ma być zapewniana przede wszystkim środkami strukturalnymi. W analizach należy konserwatywnie uwzględniać niepewności wymiarowe, materiałowe i eksploatacyjne.	Dopuszczalny dla obiektów przeznaczonych do paliwa wypalonego, ale YVL B.4 nie pozwala opierać wykazania podkrytyczności poza reaktorem na absorberach rozpuszczonych w wodzie.	[28, 29, 30]
Rosja	Model nakazowy, oparty na federalnych regulacjach bezpieczeństwa jądrowego dla przechowywania i transportu materiałów rozszczepialnych.	W wymaganiach technicznych stosowany jest próg k_{eff} rzędu 0,95 jako podstawowy limit podkrytyczności dla analizowanych konfiguracji.	Wymagane jest uwzględnienie błędów metody obliczeniowej, niepewności wzbogacenia i tolerancji produkcyjnych. Dokument nie rozwija jednak formalnej konstrukcji USL w stylu NUREG/CR-6698.	Zasadniczo traktowane ostrożnie, możliwość uwzględnienia wypalenia wymaga osobnego uzasadnienia w analizie bezpieczeństwa.	[31]
Wielka Brytania	Model oparty na obowiązku wykazania bezpieczeństwa w dokumentach licencyjnych oraz zasadzie SFAIRP/ALARP.	Brak jednej powszechnej obowiązującej wartości liczbowej w akcie prawnym, margines podkrytyczności i limit są uzasadniane w dokumentach licencyjnych. W praktyce często stosuje się wartości zbliżone do 0,95.	Operator wykazuje bezpieczny margines podkrytyczności, walidację metody i zakres stosowności. W transporcie ONR wymaga uwzględnienia biasu, niepewności i marginesu podkrytyczności.	Dopuszczalny, jeżeli zostanie wykazany w dokumentach licencyjnych i poparty odpowiednią walidacją. ONR-RRR-026 omawia jego wykorzystanie w ocenie ryzyka krytyczności.	[32–36]
Szwecja	Model oparty na wyznaczeniu celu bezpieczeństwa, w którym ogólne wymagania bezpieczeństwa są rozwijane w dokumentacji bezpieczeństwa konkretnego obiektu.	Brak jednej wartości k_{eff} zapisanej w SSMFS jako uniwersalny próg. Wartości graniczne i marginesy są uzasadniane w dokumentacji bezpieczeństwa obiektu.	SSMFS wymaga stosowania zwalidowanych metod i modeli, a WENRA wskazuje kontrole podkrytyczności jako funkcję bezpieczeństwa przy przechowywaniu odpadów i wypalonego paliwa.	Możliwy jako element dokumentacji bezpieczeństwa obiektu, jeżeli zostanie uzasadniony obliczeniowo i eksperymentalnie; tabela nie przyписује Szwecji odrębnej, powszechnej krajowej metodyki burnup credit.	[37, 38]
Szwajcaria	Model oparty na obowiązku wykazania bezpieczeństwa z wytycznymi ENSI dla wybranych obszarów, w tym transportu i składowania materiałów promieniotwórczych.	Brak jednego krajowego progu krytyczności wprost porównywalnego z 10 CFR 50.68. W dokumentach licencyjnych stosowane są kryteria i marginesy uzasadnione dla danego obiektu.	Wymagana jest walidacja metod i uzasadnienie wykazanego bezpieczeństwa.	Stosowany w wybranych przypadkach, jeżeli zostanie uzasadniony w analizie bezpieczeństwa. Opis w tabeli ograniczony do udokumentowanego przykładowo Gösigen.	[39, 40]
Holandia	Model ramowy, oparty na obowiązku wykazania bezpieczeństwa, Handreiking VOBK służy jako przewodnik projektowania i eksploatacji instalacji jądrowych.	Brak jednego progu liczbowego w prawie powszechnym. Wartości akceptacyjne wynikają z modelu opartego na wyznaczeniu celu bezpieczeństwa oraz uznanych norm i wytycznych.	Handreiking VOBK odwołuje się do standardów i praktyk międzynarodowych, w tym dokumentów MAEA, WENRA i standardów krytycznościowych, wymaga uzasadnienia bezpieczeństwa w dokumentacji obiektu.	Możliwy zależnie od obiektu i konkretnego przypadku, brak jednej odrębnej krajowej metodyki opisanej na poziomie porównywalnym z NUREG/CR-7108/7109.	[41]

Francja	Model hybrydowy z rozwiniętą metodyką krajową i rolą ASN/IRSN, wymagania prawne są uzupełniane praktyką techniczną oraz dokumentacją bezpieczeństwa przygotowywaną dla konkretnego obiektu.	Brak jednej globalnej liczby zapisanej jako uniwersalny próg. W praktyce limit wprowadza się z warunkiem keff kadm, z marginesami obliczeniowymi i fizycznymi.	Décision ASN 2014-DC-0462 wymaga opanowania ryzyka krytyczności z wystarczającymi marginesami. W praktyce rozdziela się margines obliczeniowy i fizyczny, stosowana jest zasada podwójnej awaryjności.	[7, 42, 43]
Hiszpania	Model hybrydowy oparty na instrukcjach CSN (Consejo de Seguridad Nuclear) i dokumentacji licencyjnej dla magazynów oraz kontenerów wypalonego paliwa.	IS-29 i IS-20 nie tworzą jednej uniwersalnej wartości progu dla wszystkich zastosowań, wymagają wykazania podkrytyczności z odpowiednimi marginesami w analizie bezpieczeństwa.	Instrukcje CSN wymagają uwzględnienia krytyczności w projektowaniu i ocenie magazynów/pojemników oraz kwalifikacji istotnych elementów bezpieczeństwa, w tym materiałów absorbujących, jeżeli są uwzględniane.	[44, 45]
Czechy	Model ramowy oparty na Atomic Act i rozporządzeniach projektowych, praktyka techniczna jest rozwijana w dokumentacji licencyjnej obiektów.	Brak jednej wartości progu krytycznościowego wprost zapisanej jako uniwersalny odpowiednik USL, wymagane jest zapobieganie krytyczności poza rdzeniem.	Decree No. 329/2017 dotyczący projektowania instalacji jądrowych wymaga analiz bezpieczeństwa, weryfikacji założeń projektowych i stosowania kwalifikowanych metod obliczeniowych odpowiednich do funkcji bezpieczeństwa.	[46, 47]
Słowacja	Model ramowy, z wymaganiami bezpieczeństwa jądrowego określonymi w przepisach krajowych i rozwijanymi w dokumentacji bezpieczeństwa obiektów.	Brak jednej publicznie opisanej wartości USL w stylu NUREG/CR-6698; praktyka stosowania limitów podkrytyczności wynika z dokumentacji obiektowej i podejścia konserwatywnego.	Vyhláška 430/2011 formuluje wymagania bezpieczeństwa jądrowego, ale nie zawiera rozbudowanej krajowej formuły USL, oczekuje się konserwatywnej analizy i uwzględnienia niepewności.	[48]
Węgry	Model ramowy, wymagania techniczne są określone w przepisach HAEA, a szczegóły krytycznościowe są elementem dokumentacji bezpieczeństwa obiektów.	Brak jednego progu prawnego równoważnego USL dla wszystkich zastosowań, wartości graniczne wynikają z przyjętego modelu opartego na wyznaczeniu celu bezpieczeństwa i wymagań dla danego obiektu.	Przepisy bezpieczeństwa jądrowego wymagają analiz projektowych i wykazania spełnienia funkcji bezpieczeństwa, szczegóły walidacji i biasu są dokumentowane w postępowaniach licencyjnych.	[49]
Japonia	Model hybrydowy, po wypadku Tokaimura i reformach po awarii w Fukushima większy nacisk położono na kontrolę procedur, najkorzystniejsze warunki i dokumentację licencyjną.	Brak jednej uniwersalnej wartości w przepisach, w dokumentacji technicznej i licencyjnej stosuje się wartości graniczne właściwe dla danego obiektu i scenariusza.	Wymagana jest walidacja metod obliczeniowych oraz konserwatywne traktowanie warunków eksploatacyjnych. Nie ma jednej publicznej metodyki USL porównywalnej z NUREG/CR-6698.	[19, 50, 51]
Korea Płd.	Model hybrydowy, oparty na Nuclear Safety Act, przepisach wykonawczych, technicznych standardach NSSC oraz przeglądzie bezpieczeństwa prowadzonym z udziałem KINS.	Brak w przywołanych publicznych źródłach jednej uniwersalnej wartości USL dla wszystkich obiektów. Dla gospodarki wypalonym paliwem krytyczność jest wskazywana jako jeden z głównych czynników bezpieczeństwa.	Dokumentacja dla obiektów i pojemników wypalonego paliwa obejmuje ocenę krytyczności. W publikowanych analizach APRI400 stosowano metodykę obliczeniową i kryteria inspirowane praktyką NRC.	[52]
Chiny	Model hybrydowy i rozwijany system krajowy, wymagania dotyczące zakładów przerobu wypalonego paliwa są ujmowane w dokumentach NNSA/CAEA.	Brak w przywołanym źródle jednego wiążącego progu keff dla wszystkich zastosowań, wymagane jest konserwatywne zapewnienie podkrytyczności w analizowanych konfiguracjach.	HAD 301/05-2021 wskazuje potrzebę stosowania kwalifikowanych, zweryfikowanych i potwierdzonych metod/programów obliczeniowych oraz konserwatywnego podejścia do krytyczności w instalacjach przerobu paliwa.	[53]

administracyjny margines podkrytyczności (minimalnie 0,05 w typowych zastosowaniach LWR; FCSS-ISG-10 dopuszcza obniżenie do 0,02 dla wybranych obiektów cyklu paliwowego pod warunkiem rygorystycznego uzasadnienia), ΔAOA pokrywa ekstrapolację poza obszar stosowności. Pozytywny bias domyślnie ustawiany jest na zero – kod, który zawyża k_{eff} , nie może być uwzględniany w analizie jako „konserwatywnie wyższy”. Walidacja jest tu kalibracją kodu, eksperymentem (eksperyment \rightarrow kod), nie zaś porównaniem kodów ze sobą (kod \rightarrow kod).

Szkoła francuska stosuje bardziej kompaktową formułę: $k_{adm} = 1 - M_c - M_r$, gdzie M_c to margines obliczeniowy (bias kodu i niepewności danych jądrowych), a M_r to margines fizyczny (tolerancje produkcyjne i konserwatywny operacyjny) [7, 42, 43]. Jest to konceptualnie zbieżne z USL amerykańskim, ale wyraźnie eksponuje rozdzielenie niepewności obliczeniowej od fizycznej. Walidacja pakietu CRISTAL V2.0.3 obejmuje ponad 3000 benchmarków ICSBEP oraz własne francuskie programy z Valduc i Cadarache. W modelu francuskim wartość liczbowa k_{adm} nie jest narzucona w przepisie, lecz wyprowadzana w dokumentacji licencyjnej dla konkretnej kombinacji: obiekt + kod + scenariusz, choć praktyka przemysłowa skupia się na 0,95.

Szkoła MAEA (SSG-27 Rev. 1, §2.11) jest kompromisem między modelami amerykańskim i francuskim: $k_s = k_c - \Delta k_c - \Delta k_m - \Delta b$ [2]. Tutaj $k_c \approx 1$ jest poziomem odniesienia, Δk_c to bias kodu z walidacji ICSBEP (zbieżne z amerykańskim β), Δk_m to administracyjny minimalny margines (typowo 0,02–0,05 zależnie od dojrzałości programu i obiektu – odpowiednik ΔSM), a Δk_b to bias z ekstrapolacji poza Area of Applicability (odpowiednik ΔAOA). SSG-27 nie narzuca jednej globalnej liczby. Praktyka 0,95 wynika z sumy około 0,05 dla niepewności i marginesu w typowym scenariuszu LWR. SSG-27 §2.10 wymienia obowiązkowe źródła niepewności: dane jądrowe, model obliczeniowy, tolerancje geometryczne i izotopowe, niepewności eksploatacyjne. §3.21–3.22 formułuje zasadę podwójnej awaryjności jako podstawową zasadę projektową dla zapobiegania wypadkom krytyczności.

W praktyce trzy szkoły prowadzą do zbieżnych wyników dla typowych obiektów LWR – $k_{eff} \leq 0,95$ jest wspólnym mianownikiem. Różnica leży w sposobie uzasadnienia liczby: amerykańska eksponuje analizę statystyczną i benchmarki, francuska rozdziela bias obliczeniowy od marginesu fizycznego, a MAEA tworzy wspólną ramę pojęciową możliwą do adaptacji w różnych systemach prawnych.

7.3. Standardy międzynarodowe

Niezależnie od różnic krajowych istotne są trzy grupy dokumentów międzynarodowych i ponadnarodowych. Nie są one zawsze prawnie wiążące, ale tworzą wspólny język techniczny do analiz krytycznościowych, walidacji kodów i oceny bezpieczeństwa.

1. MAEA. Podstawowym dokumentem jest IAEA SSG-27 Rev. 1, Criticality Safety in the Handling of Fissile Material [2]. Uzupełniają go m.in. SSR-6 Rev. 1 dla transportu materiałów promieniotwórczych [54] oraz SSG-15 Rev. 1 dotyczący przechowywania wypalonego paliwa [55]. Dokumenty MAEA nie są co do zasady bezpośrednio wiążące dla państw członkowskich, ale są powszechnie wykorzystywane jako punkt odniesienia przy tworzeniu przepisów krajowych i przy ocenie dokumentów licencyjnych.
2. OECD/NEA. Szczególną rolę odgrywa International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP), którego podręcznik NEA/NSC/DOC(95)03 jest podstawową bazą eksperymentów krytycznych dla walidacji kodów Monte Carlo [10]. W obszarze burnup istotne są również prace grup eksperckich OECD/NEA związane z walidacją składu izotopowego wypalonego paliwa i benchmarkami dla obliczeń krytycznościowych.
3. WENRA. Waste and Spent Fuel Storage Safety Reference Levels, wersja 2.3 ze stycznia 2024 r., wskazują kontrolę podkrytyczności jako jedną z funkcji bezpieczeństwa w przechowywaniu odpadów promieniotwórczych i wypalonego paliwa [38]. Dokumenty WENRA nie zastępują przepisów krajowych, ale są ważnym punktem odniesienia dla harmonizacji europejskiej oraz przeglądów międzynarodowych.

Z analizy porównawczej wynikają cztery wnioski istotne dla Polski. Po pierwsze, próg 0,95 jest szeroko stosowany, ale jego formalne umiejscowienie różni się między jurysdykcjami: może występować w przepisie, w standardzie technicznym lub w wytycznych dozoru jądrowego. Po drugie, w systemach, w których wartość liczbowa jest traktowana jako wiążąca, towarzyszy jej zwykle rozbudowana metodyka obejmująca USL, walidację, bias, niepewności i obszar stosowności. Po trzecie, część systemów rozróżnia warunki normalne i awaryjne przez różne progi lub odrębne zasady oceny [8, 13, 28]. Po czwarte, dla składowisk geologicznych część jurysdykcji stosuje szczególne podejście długoterminowe, w którym sama liczba k_{eff} nie wyczerpuje dowodu bezpieczeństwa [30, 38]. Dla Polski najbardziej racjonalny wydaje się model hybrydowy: w rozporządzeniu pozostawić wymagania ramowe i wartości graniczne, a w wytycznych PAA lub w standardzie inkorporowanym przez odwołanie opisać metodę walidacji, wyznaczania USL, stosowania burnup credit oraz uwzględniania absorberów [2, 3, 38].

8. Kierunki uzupełnienia polskiej regulacji

Poniższe rekomendacje nie są projektem aktu prawnego. Ich celem jest wskazanie elementów, które powinien obejmować kompletny krajowy aparat regulacyjny dla bezpieczeństwa krytycznościowego. Rekomendacje są

wzajemnie powiązane: samo wprowadzenie pojęcia USL bez zasad walidacji nie rozwiązuje problemu, podobnie jak dopuszczenie burnup credit bez wymagań dotyczących obliczeń składu izotopowego i weryfikacji wypalenia.

- **Należy jednoznacznie określić, które części cyklu paliwowego są objęte wymaganiami krytycznościowymi:** świeże paliwo, paliwo napromieniowane, basen wypalonego paliwa, suche składowanie, transport wewnątrzobjektowy i zewnętrzny oraz potencjalne przyszłe instalacje cyklu paliwowego (np. głębokie składowisko geologiczne wypalonego paliwa). Wzorcami mogą być kanadyjski REGDOC-2.4.3, integrujący wymagania w jednym dokumencie [27], albo amerykański model rozdzielający wymagania między różne typy obiektów [14, 25].
- W przepisach lub wytycznych **należy wskazać, że z progiem liczbowym porównuje się nie nominalny wynik kodu, lecz wartość uwzględniającą niepewność statystyczną, bias, niepewność biasu i wymagane marginesy.** Definicja USL może opierać się na NUREG/CR-6698 [3] i SSG-27 Rev. 1 [2], przy zachowaniu możliwości stosowania równoważnych metod, jeżeli wnioskodawca wykaże ich konserwatywność.
- **Należy określić domyślny margines administracyjny oraz warunki jego ewentualnego zmniejszenia.** W praktyce amerykańskiej punktem odniesienia jest margines rzędu 0,05, z możliwością uzasadnionych odstępstw w wybranych zastosowaniach [56]. Polski dokument metodyczny powinien wskazywać, kiedy margines może być zredukowany, jakie benchmarki są wtedy wymagane i jak należy dokumentować obszar stosowalności.
- Obecny § 106 rozporządzenia [5] wprowadza progi 0,95 i 0,98, ale tylko dla określonej konfiguracji paliwa napromieniowanego. **Wymagania powinny konsekwentnie rozróżniać warunki normalne, przewidywane zdarzenia eksploatacyjne i projektowe stany awaryjne.** Modele niemiecki i fiński pokazują, że gradacja progów może być sformułowana w sposób spójny [8, 28]. Alternatywą jest jeden próg z odrębną analizą scenariuszy, jak w praktyce amerykańskiej i francuskiej [7, 14].
- **Przepisy powinny wymagać, aby metoda obliczeniowa była zwalidowana w obszarze stosowalności analizowanego układu.** Walidacja powinna opierać się na eksperymentach krytycznych, w szczególności z bazy ICSBEP [10], a jej wynik powinien obejmować bias, niepewność biasu i analizę trendów. Kryterium 95/95 powinno zostać zdefiniowane jako element statystycznej interpretacji niepewności [3].
- Po rozpoczęciu eksploatacji pierwszego bloku pierwszej elektrowni jądrowej **burnup credit** będzie prawdopodobnie jednym z istotnych elementów analiz basenów wypalonego paliwa i kontenerów suchego składowania. **Jego stosowanie powinno być powiązane z dwiema**

niezależnymi walidacjami: walidacją obliczeń składu izotopowego paliwa oraz walidacją obliczeń k_{eff} dla zadanych składów. W modelu amerykańskim odpowiadają temu NUREG/CR-7108 i NUREG/CR-7109 [16, 17], a warunki stosowania burnup credit w transporcie i składowaniu opisuje ISG-8 Rev. 3 [6].

- Regulacja **powinna określać zasady kwalifikacji i uwzględniania stałych absorberów neutronów oraz warunki wykorzystania rozpuszczonego boru.** Powinna również wymagać programu monitoringu degradacji absorberów, okresowej aktualizacji analizy krytycznościowej i działań korygujących po wykryciu odchylenia od stanu przyjętego w analizie. Wzorcami są NRC Generic Letter 96-04 [18], Regulatory Guide 1.240 [23], NEI 12-16 Rev. 4 [24] oraz niemiecki DIN 25471 [9].

Wymienione obszary nie muszą być w całości uregulowane w rozporządzeniu. Właściwszy jest trójpoziomy model. Poziom rozporządzenia może obejmować zakres stosowania, podstawowe wartości graniczne, zasadę rozróżnienia warunków normalnych i awaryjnych, wymóg walidacji metody obliczeniowej oraz obowiązek przygotowania wyodrębnionej analizy krytycznościowej jako części dokumentacji bezpieczeństwa. Poziom wytycznych dozoru może obejmować definicję USL, sposób wyznaczania marginesu administracyjnego, szczegóły walidacji, kryterium 95/95, zasady burnup credit oraz zasady uwzględniania i monitorowania absorberów. Elementy te wymagają większej elastyczności niż przepisy rozporządzenia, ponieważ zależą od rozwoju baz benchmarkowych, bibliotek danych jądrowych i praktyki walidacyjnej. Poziom standardów zastosowanych przez odwołanie może obejmować dokumenty międzynarodowe i zagraniczne, których przepisy nie powinny powielać: IAEA SSG-27 Rev. 1 [2], ANSI/ANS-8.1, omówiony m.in. w pracy Bowen i Brown [57], ISG-8 Rev. 3 [6], NEI 12-16 Rev. 4 [24] i DIN 25471 [9]. W takim modelu konieczne jest wskazanie konkretnej rewizji dokumentu oraz zasad stosowania rozwiązań równoważnych.

Lista przedstawionych obszarów nie wyczerpuje pełnego programu regulacyjnego. Osobno należałoby rozważyć wymagania kompetencyjne dla personelu wykonującego analizy, zasady zapewnienia jakości dokumentacji krytycznościowej, wymagania dotyczące systemów alarmowych na wypadek krytyczności oraz specyficzne wymagania dla obiektów badawczych i laboratoryjnych. Są to elementy uzupełniające wobec podstawowego problemu omawianego w tym artykule: braku jawnej metodyki przejścia od wyniku obliczeń do kryterium akceptacji.

Warto na koniec zwrócić uwagę, że do przygotowania wymagań na potrzeby analiz bezpieczeństwa krytycznościowego konieczna jest ścisła współpraca specjalistów technicznych, regulatora i legislatorów. Konstrukcje takie, jak USL, kryterium 95/95, obszar stosowalności, walidacja

burnup credit czy zasady uwzględniania absorberów neutronów w analizach krytycznościowych są pojęciami technicznymi i fizycznymi, które dopiero następnie powinny otrzymywać formę prawną lub proceduralną. W przeciwnym razie powstaje ryzyko stworzenia przepisu poprawnego formalnie, ale nieoperacyjnego metodycznie.

9. Podsumowanie

Polskie regulacje bezpieczeństwa krytycznościowego w obecnym kształcie prowadzą się do dwóch wartości liczbowych zapisanych w § 105 i § 106 rozporządzenia dotyczącego zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej z 31 sierpnia 2012 r. oraz do ogólnego obowiązku utrzymania podkrytyczności wyrażonego w art. 50a Prawa atomowego. Wartości te są zgodne z praktyką międzynarodową, ale w polskim systemie funkcjonują bez aparatu metodycznego, który w innych jurysdykcjach decyduje o ich operacyjnym znaczeniu. Nie wiadomo, jaką wartość obliczeniową należy z nimi porównywać, jak udokumentować bias kodu i niepewność jego wyznaczenia, jak prowadzić walidację na eksperymentach krytycznych, jak stosować kredyt wypalenia oraz jak kwalifikować i monitorować stałe i rozpuszczalne absorbery neutronów.

Z przeprowadzonego porównania wynika, że najbardziej rozwinięte krajowe modele to amerykański (NRC + NUREG-y, RG, ISG, ANSI/ANS-8), niemiecki (KTA 3602, DIN 25471, DIN 25712) i fiński (YVL Guides). Modele te różnią się stylem regulacyjnym, ale są zgodne w jednym: liczbie 0,95 zawsze towarzyszy publicznie opisana metodyka jej stosowania. Wzorcem konceptualnym dla krajów o mniejszych systemach jest IAEA SSG-27 Rev. 1, który zawiera w sobie wspólny rdzeń trzech głównych szkół wyznaczania USL: amerykańskiej, francuskiej i własnej MAEA.

Dla Polski najbardziej naturalne wydaje się rozwiązanie hybrydowe. W nowelizacji rozporządzenia powinny pozostać podstawowe wartości graniczne, zakres przedmiotowy obejmujący cały cykl paliwowy, rozróżnienie warunków normalnych i awaryjnych oraz wymóg walidacji metody obliczeniowej. W wytycznych Państwowej Agencji Atomistyki powinna zostać opisana metodyka wyznaczania USL, kryterium 95/95, zasady *burnup credit* oraz zasady uwzględniania absorberów. Część bardziej szczegółowych elementów może zostać wprowadzona przez odwołanie do standardów międzynarodowych (IAEA SSG-27 Rev. 1, ANSI/ANS-8.1, ISG-8 Rev. 3, NEI 12-16 Rev. 4, DIN 25471). Taki model pozwoliłby uniknąć dwóch skrajności: kopiowania jednego obcego systemu w całości oraz pozostawiania krytycznych szczegółów w wyłącznej gestii kolejnych postępowań licencyjnych.

Zysk z uzupełnienia regulacji o aparat metodyczny jest dwojaki. Po pierwsze – bezpieczeństwo. Wymóg jawnej

walidacji, jasno opisanego marginesu i programu kontroli absorberów ogranicza ryzyko, że pozornie spełniona analiza ukrywa wyczerpany margines podkrytyczności. Po drugie – przewidywalność. Operator wie wówczas, jakiej dokumentacji od niego oczekuje dozór, a dozór dysponuje publicznie znanym kryterium oceny. To z kolei pozwala na racjonalną optymalizację rozwiązań projektowych: gęstszych stojaków, dłuższych cykli paliwowych, bardziej elastycznych reguł załadunku, z zachowaniem wymaganego marginesu bezpieczeństwa, którego nie można naruszyć. W przypadku polskiego programu jądrowego, który być może obejmie różne technologie reaktorowe i różne obiekty cyklu paliwowego, taki spójny i neutralny technologicznie aparat regulacyjny jest jednym z warunków dojrzałego systemu prawnego.

Notka o autorze

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

Literatura

- Knief R. A. (1985). Nuclear criticality safety: Theory and practice. American Nuclear Society.
- International Atomic Energy Agency. (2022). Criticality safety in the handling of fissile material (Specific Safety Guide No. SSG-27, Rev. 1). IAEA.
- Dean J. C., & Tayloe R. W., Jr. (2001). Guide for validation of nuclear criticality safety calculational methodology (NUREG/CR-6698). U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- Pruvost N. L., & Paxton H. C. (1996). Nuclear criticality safety guide (LA-12808). Los Alamos National Laboratory / U.S. Department of Energy.
- Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego, Dz.U. 2012 poz. 1048.
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2012). Burnup credit in the criticality safety analyses of PWR spent fuel in transportation and storage casks (Interim Staff Guidance ISG-8, Rev. 3). U.S. NRC.
- Autorité de sûreté nucléaire. (2014). Décision n° 2014-DC-0462 du 7 octobre 2014 de l'ASN relative à la maîtrise du risque de criticité dans les installations nucléaires de base. ASN.
- Kerntechnischer Ausschuss. (2003). KTA 3602: Storage and handling of fuel assemblies and associated items in nuclear power plants with light water reactors (English translation). KTA.
- Neuber J. C., Tippl W., Schmid M., & Hofer A. (2005). *Criticality Safety Analysis of Storage and Transport Systems: Application of KTA 3602, DIN 25471 and DIN 25712*. KTG Annual Meeting, May 2005.
- Nuclear Energy Agency. (2025). International handbook of evaluated criticality safety benchmark experiments (NEA/NSC/DOC(95)03). OECD-NEA.
- Brown F. B., Rising M. E., & Alwin J. L. (2016). Lecture notes on criticality safety validation using MCNP & Whisper (LA-UR-16-21659). Los Alamos National Laboratory.
- Państwowa Agencja Atomistyki. Raport roczny Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki za 2024 rok.

13. Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (tekst jednolity Dz.U. 2026 poz. 1). Obwieszczenie Marszałka Sejmu RP z dnia 7 listopada 2025 r.
14. U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2015). 10 CFR § 50.68 – Criticality accident requirements.
15. Rearden B. T., Williams M. L., Jessee M. A., Mueller D. E., & Wiarda D. A. (2011). Sensitivity and uncertainty analysis capabilities and data in SCALE. *Nuclear Technology*, 174(2), 236–288.
16. Radulescu G., Gauld I. C., Ilas G., & Wagner J. C. (2012). An approach for validating actinide and fission product burnup credit criticality safety analyses – Isotopic composition predictions (NUREG/CR-7108, ORNL/TM-2011/509). U.S. NRC.
17. Radulescu G., Mueller D. E., & Wagner J. C. (2012). An approach for validating actinide and fission product burnup credit criticality safety analyses – Criticality (keff) predictions (NUREG/CR-7109, ORNL/TM-2011/514). U.S. NRC.
18. U.S. Nuclear Regulatory Commission. (1996). Boraflex degradation in spent fuel pool storage racks (Generic Letter 96-04).
19. International Atomic Energy Agency. (1999). Report on the preliminary fact finding mission following the accident at the nuclear fuel processing facility in Tokaimura, Japan. IAEA.
20. DeHart M. D. (2003). OECD/NEA burnup credit calculational criticality benchmark Phase II-A – Spent fuel composition and geometric and material specification for benchmarking (NEA/NSC/DOC(2003)1). OECD Nuclear Energy Agency.
21. Bowen D. G., & Busch R. D. (2008). Strategies for application of measured HTC criticality experiments for burnup credit validation (NUREG/CR-6979, ORNL/TM-2007/083). U.S. NRC.
22. Williams M. L. (2011). Compendium of material composition data for radiation transport modeling (PNNL-15870, Rev. 1). Pacific Northwest National Laboratory.
23. U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2021). Fresh and spent fuel pool criticality analyses (Regulatory Guide 1.240).
24. Nuclear Energy Institute. (2017). NEI 12-16, Revision 4: Guidance for performing criticality analyses of fuel storage at light-water reactor power plants. NEI.
25. Code of Federal Regulations. (2025). Title 10 – Energy: § 50.68 Criticality accident requirements; § 70.24, 70.61, 70.64; § 71.55, 71.59; § 72.124, 72.236. U.S. Government Publishing Office.
26. U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2018). Nuclear criticality safety standards for fuels and material facilities (Regulatory Guide 3.71, Rev. 3).
27. Canadian Nuclear Safety Commission. (2020). REGDOC-2.4.3, Nuclear Criticality Safety, Version 1.1. CNSC.
28. Radiation and Nuclear Safety Authority of Finland (STUK). (2019). YVL B.4: Nuclear fuel and reactor. STUK.
29. Radiation and Nuclear Safety Authority of Finland (STUK). (2018). Regulation STUK Y/1/2018 on the safety of a nuclear power plant.
30. Radiation and Nuclear Safety Authority of Finland (STUK). (2018). YVL D.5: Disposal of nuclear waste.
31. Rostechнадзор. (2005). NP-061-05: Rules of nuclear safety in storage and transport of nuclear fissile materials.
32. Office for Nuclear Regulation. (2017). Use of burn-up credit in the assessment of criticality risk (ONR-RRR-026). ONR.
33. Office for Nuclear Regulation. (2020). NS-TAST-GD-041, Revision 7: Criticality safety. ONR.
34. Office for Nuclear Regulation. (2020). NS-TAST-GD-097, Revision 2: Criticality safety assessment of transport packages. ONR.
35. Office for Nuclear Regulation. (2020). Safety Assessment Principles for nuclear facilities (2014 Edition, Revision 1).
36. The Nuclear Installations (Prescribed Conditions and Excepted Matter) Regulations 2025, S.I. 2025/1171. UK Statutory Instruments.
37. Swedish Radiation Safety Authority (SSM). (2008). SSMFS 2008:1 – The Swedish Radiation Safety Authority’s regulations concerning safety in nuclear facilities.
38. Western European Nuclear Regulators Association. (2024). Waste and spent fuel storage safety reference levels (Version 2.3). WENRA WGWD.
39. Hoefler A., Buss O., & Hennebach M. (2021). Introducing burnup credit for expansion stage 2 of the external spent fuel pool at Gösgen NPP. *EPJ Web of Conferences*, 247, 11014.
40. Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate. (2021). ENSI-G05: Containers for the transport and storage of radioactive materials. ENSI.
41. Authority for Nuclear Safety and Radiation Protection (ANVS). (2025). Handreiking VOBK: Veilig ontwerp en bedrijfsvoering van kerninstallaties.
42. Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire. (2017). Summary report on the French Burnup Credit Working Group knowledge regarding PWR UOX fuel (IRSN/PSN-EXP-SNC-2017-00177). IRSN.
43. Autorité de sûreté nucléaire. (2017). Guide n° 22 de l’ASN – Conception des réacteurs à eau sous pression. ASN.
44. Consejo de Seguridad Nuclear. (2010). Instrucción IS-29, de 13 de octubre de 2010, por la que se establecen los criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible nuclear gastado y residuos de alta actividad. BOE-A-2010-16821.
45. Consejo de Seguridad Nuclear. (2026). Instrucción IS-20, revisión 1, de 23 de febrero de 2026, sobre requisitos de seguridad de contenedores de almacenamiento temporal de combustible nuclear gastado. BOE-A-2026-8017.
46. State Office for Nuclear Safety of the Czech Republic. (2016). Act No. 263/2016 Coll. – Atomic Act. SÚJB.
47. State Office for Nuclear Safety of the Czech Republic. (2017). Decree No. 329/2017 Coll. on design of nuclear installations.
48. Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky. (2011). Vyhláška č. 430/2011 Z. z. o požiadavkách na jadrovú bezpečnosť. ÚJD SR.
49. Hungarian Atomic Energy Authority. (2022). 1/2022. (IV. 29.) OAH rendelet a nukleáris létesítmények nukleáris biztonsági követelményeiről és az ezzel összefüggő hatósági tevékenységről. HAEA.
50. Nuclear Regulatory Authority of Japan. (2013). New Regulation Requirement for nuclear power plants and nuclear fuel cycle facilities. NRA.
51. Komuro Y. (2000). The criticality accident at JCO’s fuel fabrication plant in Tokai-mura: A summary report. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 37(4), 391–399.
52. Republic of Korea. (2014). *National Report under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management*.
53. China Atomic Energy Authority. (2021). HAD 301/05-2021: Safety of spent fuel reprocessing facilities. NNSA.
54. International Atomic Energy Agency. (2018). Regulations for the safe transport of radioactive material (Specific Safety Requirements No. SSR-6, Rev. 1). IAEA.
55. International Atomic Energy Agency. (2020). Storage of spent nuclear fuel (Specific Safety Guide No. SSG-15, Rev. 1). IAEA.
56. U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2006). Interim staff guidance on the criticality safety baseline approach (FCSS-ISG-10, Justification for Minimum Margin of Subcriticality for Safety). U.S. NRC.
57. Bowen D. G., & Brown N. (2015). *An overview of the 2014 revision of ANSI/ANS-8.1-2014, “Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Materials Outside Reactors”*. In *ICNC 2015 — International Conference on Nuclear Criticality Safety*, pp. 1622–1629. American Nuclear Society.
58. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 14 grudnia 2015 r. w sprawie odpadów promieniotwórczych i wypalonego paliwa jądowego, tekst jednolity ogłoszony obwieszczeniem Prezesa Rady Ministrów z dnia 30 maja 2022 r., Dz.U. 2022 poz. 1320.
59. Michel-Sendis F. et al. (2017). SFCOMPO-2.0: An OECD NEA Database of Spent Nuclear Fuel isotopic Assays, Reactor Design Specifications and Operating Data. *Annals of Nuclear Energy*, 110, 779–788.

Status (prawny) wymagań dla urządzeń i urządzeń technicznych w polskiej elektrowni jądrowej – przepisy a normy techniczne

The (legal) status of requirements for equipment and technical equipment in a Polish nuclear power plant – regulations and technical standards

Mateusz Łukaszczyk

Uniwersytet im. Adama Mickiewicza w Poznaniu; Urząd Dozoru Technicznego – Departament Techniki – Wydział Energetyki Jądrowej

Streszczenie: Znajdujące się w elektrowni jądrowej urządzenia mogące stwarzać zagrożenia wynikające z promieniowania jonizującego, a także urządzenia techniczne mogące stwarzać konwencjonalne zagrożenia od ciśnienia, przemieszczania ludzi lub ładunków oraz rozprzestrzeniania się materiałów niebezpiecznych podlegają wymaganiom określonym w przepisach dotyczących dozoru technicznego oraz w normach technicznych. W zależności od rodzaju zagrożenia generowanego przez dane urządzenie, urządzenia te podlegają odmiennym wymaganiom ustalonym przez właściwych ministrów w drodze rozporządzeń na podstawie ustawy o dozorze technicznym. Wiele norm technicznych zawiera wymagania szczegółowe dla takich urządzeń, a właściwy dobór norm jest jednym z kluczowych aspektów projektowania. Ponadto, dla urządzeń mogących stwarzać zagrożenia jądrowe, jak i dla urządzeń niemających znaczenia dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej mogą mieć zastosowanie wymagania określone w odpowiedniej normie lub normach technicznych różnych jednostek lub organizacji normalizacyjnych (np. PKN, DIN, ISO itp.), a nawet różnych organizacji opracowujących normy (tzw. SDO's – *Standards Development Organisations*), np. pod normy ASME lub normy AFCEN – w zależności od stosowanej technologii jądrowej. Wymagania dla urządzeń podlegających dozorowi technicznemu charakteryzują się dwoistą naturą. *Primo*, wymagania określone w przepisach dotyczących dozoru technicznego [1, 2, 3, 6, 11, 13, 14] mają charakter obligatoryjny. Co do zasady przeważają przepisy bezwzględnie wiążące, sporadycznie natomiast występują przepisy względnie wiążące dopuszczające inne rozwiązania techniczne niż przewidziane w danym przepisie, np. jeżeli jest to technicznie uzasadnione. *Secundo*, wymagania określone w normach technicznych, do których przepisy o dozorze technicznym odsyłają w sposób generalny, mają charakter dobrowolny, tzn. nie są wiążące dla adresatów norm prawnych (choć w elektrowni jądrowej przepisy dotyczące dozoru technicznego zawierają zastrzeżenie, że stosowanie rozwiązań odmiennych od rozwiązań opartych na szczegółowych wymaganiach określonych m.in. w normach technicznych jest dopuszczalne pod warunkiem wykazania, że zostanie zapewniony ten sam lub wyższy poziom bezpieczeństwa urządzeń). Ponadto, uzgodnienie z Prezesem Urzędu Dozoru Technicznego (Prezesem UDT) dokumentacji technicznej dla konkretnego urządzenia, do którego dobrano określone normy techniczne, powoduje, że normy techniczne wskazane w uzgodnionej dokumentacji technicznej stają się wiążącymi specyfikacjami technicznymi dla strony uzgodnienia, chyba że nastąpi ponowne uzgodnienie innego zestawu norm technicznych. Normy techniczne stanowią uzupełnienie wymagań przepisów technicznych, jednakże przepisy o dozorze technicznym mają pierwszeństwo przed normami technicznymi. Chociaż normy techniczne posiadają dobrowolny status prawny, przez co nie można mówić o ich obligatoryjności (związaniu *de iure*), aktualne normy techniczne jako uznane reguły techniczne, odpowiadające aktualnemu poziomowi nauki, techniki i praktyki, wywołują skutek związania *de facto*. Celem artykułu jest uporządkowanie w jednym opracowaniu wymagań oraz charakteru prawnego tych wymagań dla urządzeń w elektrowni jądrowej (pośrednio również w przemyśle konwencjonalnym), a także relacji zachodzącej pomiędzy przepisami technicznymi a normami technicznymi. Z uwagi na kompleksowy zakres

opracowania oraz wynikającą z niego objętość artykuł został podzielony na części. W pierwszej części przedstawiono wprowadzenie, ramy prawne dozoru technicznego oraz rodzaje urządzeń i urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej.

Słowa kluczowe: Normy techniczne, dobrowolność, przepisy techniczne, obligatoryjność, odesłania i klauzule generalne, uznane reguły techniczne.

Abstract: *Equipment located at a nuclear power plant that may pose hazards resulting from ionizing radiation, as well as technical equipment that may pose conventional hazards related to pressure, the movement of people or cargo, and the spread of hazardous materials, is subject to the requirements set forth in technical supervision regulations and technical standards. Depending on the type of hazard generated by a given piece of equipment, such equipment is subject to different requirements established by the competent ministers through regulations under the Act on Technical Supervision. Many technical standards contain specific requirements for such equipment, and the proper selection of standards is one of the key aspects of design. Furthermore, for equipment that may pose nuclear hazards, as well as for equipment not relevant to ensuring nuclear safety and radiation protection, the requirements specified in the relevant technical standard or standards of various standards bodies or organizations (e.g., PKN, DIN, ISO), and even from various standards development organizations (also known as SDOs), e.g. ASME standards or AFCEN standards – depending on the nuclear technology used – may apply. The requirements for equipment subject to technical supervision are twofold. Primo, the requirements specified in technical supervision regulations are mandatory. As a rule, strictly binding provisions prevail, while relatively binding provisions allowing for technical solutions other than those specified in a given regulation occur sporadically, e.g., if technically justified. Secundo, the requirements set forth in technical standards, to which technical supervision regulations generally refer, are voluntary in nature, i.e., they are not binding on the addressees of the legal provisions (although at a nuclear power plant, technical supervision regulations include a provision stating that the use of solutions differing from those based on specific requirements set forth, among other places, in technical standards is permissible provided that it is demonstrated that the same or a higher level of equipment safety will be ensured). In addition, approval by the President of the Office of Technical Inspection (UDT) of the technical documentation for a specific equipment, for which specific technical standards have been selected, results in the technical standards indicated in the approved technical documentation becoming binding technical specifications for the party, unless another set of technical standards is subsequently approved. Technical standards supplement the requirements of technical regulations; however, technical supervision regulations take precedence over technical standards. Although technical standards have voluntary legal status, meaning they cannot be considered mandatory (de iure binding), current technical standards, as acknowledged rules of technology corresponding to the current state of science, technology, and practice, have a de facto binding effect. This article attempts to systematize in a single study the requirements and the legal nature of these requirements for equipment and technical equipment in a nuclear power plant (and, indirectly, in conventional industry as well), as well as the relationship between technical regulations and technical standards. Due to the comprehensive scope of the study and the resulting length, the article has been divided into sections. The first section presents an introduction, the legal framework for technical supervision, and the types of equipment and technical equipment subject to technical supervision in a nuclear power plant.*

Keywords: *Technical standards, voluntary, technical regulations, mandatory (compulsory), references and general clauses, acknowledged rules of technology.*

Część I – Wprowadzenie, ramy prawne dozoru technicznego, rodzaje urządzeń podlegających wymaganiom

Uwagi wprowadzające – zakres oraz terminologia

Artykuł stanowi analizę statusu prawnego wymagań dla urządzeń i urządzeń technicznych znajdujących się w polskiej elektrowni jądrowej. Wymaga to uczynienia kilku założeń odnośnie do zakresu opracowania.

Po pierwsze, jako status prawny wymagań należy przyjąć oficjalnie uznany stan prawny norm technicznych, a także charakter przepisów technicznych, ustalających wymagania dla urządzeń w elektrowni jądrowej. Chociaż

w nauce prawa przez status prawny rozumie się najczęściej stan prawny podmiotu, np. status prawny spółki, czy status prawny nauczyciela, zdecydowałem się użyć niniejszego pojęcia w celu wyjaśnienia natury prawnej przepisów i norm technicznych, ponieważ pojęcie statusu w swojej szerokiej oraz łącińskiej etymologii odwołuje się do ogólnego wyjaśnienia charakteru danego podmiotu lub przedmiotu [29]¹. Przy czym, chociaż kanwę artykułu stanowi zasadniczo charakter prawny norm technicznych wyznaczony przez obowiązujące przepisy, opracowanie formuluje również tezy dotyczące pozaprawnego statusu norm technicznych, które wynikają z ich charakteru społeczno-ekonomicznego – wszak status oznacza również

¹ Termin statusu często używany jest przenośnie, oznaczając „stan”, „położenie”, „okoliczności” – patrz: Ł. Koncewicz, *Nowy słownik podręczny łacińsko-polski*, Księgarnia Wysyłkowa G. Dorn Warszawa, 1924–1939, s. 815. W takim właśnie znaczeniu przenośnym używa się określeń takich jak *status quo* (stan taki jak poprzednio), czy *in statu nascendi* (w stanie powstawania, rodzenia się, np. w kontekście podmiotu prawa).

funkcję, rangę lub znaczenie czegoś. Należy również podkreślić, że chociaż status prawny przepisów technicznych ustanawiających wymagania (ich obligatoryjność) jest faktem powszechnie znanym, niewymagającym uzasadnienia, charakter prawny przepisów technicznych wymaga jednak wyjaśnienia, ponieważ po pierwsze różni się on zasadniczo od innych przepisów prawa, po drugie status obligatoryjności przepisów technicznych należy zaakcentować z uwagi na ich relację do norm technicznych mających z zasady dobrowolny status prawny. Wśród przepisów technicznych ustanawiających wymagania można wyróżnić dominujące przepisy bezwzględnie wiążące (*ius cogens*), których zastosowania nie można wyłączyć, oraz występujące na zasadzie wyjątku przepisy względnie wiążące (*quasi-ius dispositivum*), które dopuszczają stosowanie rozwiązań odmiennych od tych przewidzianych w danym przepisie, w szczególności jeżeli jest to technicznie uzasadnione lub gdy zgodę na takie odstępstwo wyrazi Prezes Urzędu Dozoru Technicznego (UDT). Ponadto, istnieje szczególna kategoria przepisów technicznych, które odsyłają do norm technicznych lub specyfikacji technicznych, a skutek tego odesłania w aktualnym stanie prawnym nie powoduje obowiązku stosowania takich norm lub specyfikacji (tzn. powołania takie nie są wiążące prawnie). Co więcej, opracowanie odróżnia wiązanie *de iure* normami technicznymi, które mogłyby wynikać z norm prawnych o charakterze generalnym (aktów normatywnych prawa publicznego), od mocy wiążącej aktów prawnych indywidualnych, które występuje na skutek uzgodnienia z Prezesem UDT dokumentacji technicznej konkretnego urządzenia dla konkretnej strony, gdzie określone normy techniczne wskazane w uzgodnionej dokumentacji technicznej stają się wiążącymi specyfikacjami technicznymi dla strony uzgodnienia (chyba że nastąpi ponowne uzgodnienie innego zestawu norm technicznych). Poza tym, należy wskazać, że niniejsze opracowanie traktuje o statusie norm technicznych z punktu widzenia prawa publicznego. Oczywiście sprawą jest natomiast, że normy techniczne mogą się stać obowiązujące na mocy wiązania się nimi przez strony umowy cywilno-prawnej, o tym jednak artykuł ten nie traktuje.

Po drugie, przepisy techniczne poddane analizie w artykule stanowią przede wszystkim przepisy dozoru technicznego, ponieważ to one stanowią trzon wymagań dla urządzeń oraz urządzeń technicznych znajdujących się w elektrowni jądrowej. Niemniej jednak istotne znaczenie odgrywają również przepisy prawa atomowego, do których odsyłają przepisy dozoru technicznego. Ponadto dla urządzeń w elektrowni jądrowej zastosowanie mogą znaleźć również (w części lub całości) przepisy oceny zgodności stanowiące wdrożenie unijnego prawodawstwa harmonizacyjnego. Istnieją również przepisy techniczne mające charakter ogólny oraz zespalały wymagania techniczne różnych działów prawa, a które stanowią przepisy

prawa pracy traktujące o bezpieczeństwie pracy w zakresie maszyn oraz innych urządzeń technicznych. Wymienione wyżej przepisy techniczne ustanawiają wymagania techniczne dla urządzeń w elektrowni jądrowej bezpośrednio (w sposób ogólny albo szczegółowy) albo pośrednio poprzez odesłania do innych przepisów technicznych, poprzez odesłania do norm technicznych (tzw. powołania się na normy, których można wyróżnić kilka rodzajów) lub poprzez tzw. klauzule generalne, wśród których można wskazać wprost powoływane w przepisach technicznych pojęcia takie, jak „uznana praktyka inżynierska”, a także wskazane pośrednio w przepisach klauzule generalne, które równocześnie znajdują zastosowanie na mocy zwyczaju, jak np. „uznane reguły techniczne”. Konkludując, spośród powyższych przepisów technicznych opracowanie wyróżni określone ich rodzaje, a także różne rodzaje odesłań określonych przepisów technicznych do innych przepisów technicznych (tzw. odesłania systemowe w ramach systemu prawa) oraz różne rodzaje odesłań przepisów technicznych do norm technicznych (tzw. odesłania pozasystemowe, do systemu normalizacji). Ponadto artykuł podejmuje się próby wyodrębnienia rodzajów norm technicznych ze względu na skutek wiązania prawnego (tzw. wiązanie *de iure* – obligatoryjność stosowania normy technicznej na mocy prawa) lub pozaprawnego (tzw. wiązanie *de facto* – powinność stosowania normy technicznej na mocy zdrowego rozsądku – ang. *common sense*) oraz ze względu na rodzaj organizacji wydającej normy.

Po trzecie, przedmiot artykułu dotyczy wymagań dla urządzeń i urządzeń technicznych znajdujących się w polskiej elektrowni jądrowej, a zatem analizie poddano jedynie akty normatywne polskiego systemu prawa. Poza przedmiotem niniejszego artykułu pozostaje zatem badanie obcych systemów prawa, z wyjątkiem niewielkiej analizy prawno-porównawczej odesłań do norm technicznych ASME (Amerykańskiego Stowarzyszenia Inżynierów Mechaników – *American Society of Mechanical Engineers*) zawartych w amerykańskich przepisach technicznych amerykańskiej Komisji Dozoru Jądrowego (*Nuclear Regulatory Commission* – NRC), tj. w akcie *NRC Regulations Title 10, Code of Federal Regulations* [34]² (zwanym dalej „NRC 10 CFR”). W polskich przepisach technicznych związanych z bezpieczeństwem jądrowym nie istnieją powołania na konkretne normy techniczne, jak ma to miejsce w przypadku przepisów amerykańskich (w szczególności w *NRC 10 CFR 50.55a Codes and Standards*), dlatego analiza komparatystyczna przepisów polskich i amerykańskich w zakresie sposobu formułowania odesłań do norm technicznych pozwoli ukazać istotną różnicę w koncepcji prawodawstwa technicznego polskiego i amerykańskiego, a *de facto* uwydatni dobrowolny status norm technicznych w polskim systemie prawa.

Po czwarte, analizie poddano wymagania dla urządzeń i urządzeń technicznych znajdujących się w elektrowni

² <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/index> – dostęp 13.05.2026 r.

jądrowej, dla których w 2014 roku ustanowiono odrębne od konwencjonalnych przepisy dozoru technicznego dotyczące podległości pod dozór techniczny w elektrowni jądrowej oraz dla których w 2016 roku ustanowiono odrębne od konwencjonalnych przepisy dozoru technicznego określające wymagania, jakim powinny odpowiadać te urządzenia. Pośród tych urządzeń można wyróżnić urządzenia mogące stwarzać zagrożenia wynikające z promieniowania jonizującego, tj. nowe rodzaje urządzeń lub nowo zdefiniowane rodzaje urządzeń (w stosunku do konwencjonalnych rodzajów urządzeń technicznych dotychczas podlegających dozorowi technicznemu), a także urządzenia techniczne mogące stwarzać konwencjonalne zagrożenia od ciśnienia, przemieszczania ludzi lub ładunków oraz rozprzestrzeniania się materiałów niebezpiecznych, które objęte są przepisami dozoru technicznego od dawna³. Należy podkreślić, że w zależności od rodzaju zagrożenia generowanego przez określone urządzenia te będą podlegały pod odmienne wymagania techniczne. Ponadto, określone urządzenia mogą stwarzać zagrożenia jądrowe oraz zagrożenia konwencjonalne w sposób odrębny lub łączny zarazem. Przy czym, chociaż cel artykułu stanowi kompleksowe uporządkowanie wymagań oraz charakteru prawnego tych wymagań dla urządzeń i urządzeń technicznych w elektrowni jądrowej, a także relacji zachodzącej pomiędzy poszczególnymi przepisami technicznymi oraz pomiędzy przepisami technicznymi a normami technicznymi, które te wymagania ustalają, nie sposób jednak omawiać wymagań dla określonych urządzeń bez chociażby ogólnej ich znajomości, dlatego jedną z ważnych części niniejszego opracowania stanowić będzie określenie urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej⁴.

Po piąte, należy podkreślić, że chociaż wymagania stanowią w swoim znaczeniu bardzo szerokie pojęcie, zasadniczy przedmiot artykułu stanowi jednak analiza wymagań o charakterze technicznym, a nie szczegółowa analiza wymagań o innym charakterze, np. wyłącznie administracyjnym. Należy wskazać, że pojęcie wymagań technicznych związane jest z tzw. warunkami technicznymi dozoru technicznego, przez które zgodnie z ustawą o dozorcze technicznym [6] należy rozumieć ustalone przez właściwych ministrów na podstawie ustawy wymagania, jakim powinny odpowiadać urządzenia techniczne oraz inne urządzenia podlegające dozorowi technicznemu⁵. Niemniej jednak wymagania o charakterze administracyjnym odnoszące się do urządzeń w elektrowni jądrowej

zostaną chociaż ogólnie zarysowane w opracowaniu, ponieważ stanowią one prawny instrument (niejako matrycę prawną) weryfikacji wymagań technicznych, a także pozwalają w sposób głębszy zrozumieć charakter prawny lub pozaprawny wymagań technicznych.

Po szóste, należy podkreślić, że niniejszy artykuł jest opracowaniem wpisującym się w toczący się dyskurs o charakter prawny norm technicznych, w szczególności o obowiązek prawny (albo brak obowiązku) stosowania norm technicznych. W doktrynie prawa, w środowisku inżynierów, w świecie nauki oraz wśród praktyków zajmowane są przeciwstawne do siebie stanowiska. Zdaniem B. Fischera „różnice mają charakter zasadniczy, począwszy od stanowisk, że norma techniczna spełnia wymagania normy prawnej i może nią być, aż po twierdzenia, że ze względu na jej istotę, czyli treści techniczne w normach społecznych, jest jedynie zasadą, dyrektywą czy wskazówką techniczną”[25]⁶. Natura norm technicznych nie jest zatem do końca rozstrzygnięta [30]⁷.

Po siódme, z uwagi na niedostatek opracowań oraz publikacji w podejmowanym obszarze badawczym [25]⁸, a w szczególności w analizowanej tematyce, dobór źródeł ograniczono przede wszystkim do aktów normatywnych traktujących o wymaganiach dla urządzeń lub związanych z tymi wymaganiami. W mniejszym natomiast zakresie pomocnicze źródła stanowią uzasadnienia do rządowych projektów ustaw lub rozporządzeń, dokumenty normalizacyjne, literatura przedmiotu, orzecznictwo, a także inne źródła.

Po ósme i ostateczne, chociaż wskazane wyżej wprowadzenie oraz uczynione założenia dotyczą całego opracowania, z uwagi jednak na jego kompleksowy zakres oraz wynikającą z nich objętość, artykuł został podzielony na części. W pierwszej części, poza wstępem przedstawiam ramy prawne dozoru technicznego oraz rodzaje urządzeń i urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej.

Ramy prawne dozoru technicznego w elektrowni jądrowej

Ramy prawne w zakresie bezpieczeństwa jądrowego w tym dozoru technicznego dla urządzeń i urządzeń technicznych w elektrowni jądrowej wyznaczają następujące, zasadnicze akty normatywne:

1. Konwencja Bezpieczeństwa Jądrowego z dnia 20 września 1994 [4] (ratyfikowana przez Polskę 10 maja 1995) –

³ Przy okazji zatem, niniejsze opracowanie może przyczynić się do głębszego zrozumienia charakteru wymagań dla urządzeń nie tylko w energetyce jądrowej, ale również w energetyce konwencjonalnej.

⁴ Artykuł nie analizuje zasadności czy prawidłowości podległości pod dozór techniczny określonych urządzeń, lecz jedynie charakteryzuje, jakie rodzaje urządzeń w aktualnym stanie prawnym pod dozór ten podlegają.

⁵ Patrz art. 4 pkt 2) ustawy z dnia 21 grudnia 2000 r. o dozorcze technicznym (tekst jedn. Dz. U. 2024 poz. 1194). Wymagania dla urządzeń są ustalane na podstawie ustawy o dozorcze technicznym.

⁶ B. Fischer, *Prawne aspekty norm technicznych. Normalizacja jako wsparcie legislacji administracyjnej*, Wolters Kluwer, Warszawa 2017, s. 84.

⁷ M. Krawczyk, „Niezorganizowane” prawo administracyjne na tle norm wiedzy i norm technicznych, w: *Niezorganizowane źródła prawa administracyjnego*, pod red. J. Supernat, Wolters Kluwer, Warszawa 2022, s. 107.

⁸ B. Fischer, op. cit., s. 24.

- jako umowa międzynarodowa bezpośrednio wiążąca (patrz w szczególności artykuły 4 i 7);
2. Dyrektywa Rady 2009/71/Euratom z dnia 25 czerwca 2009 r. (EUR-Lex 02009L0071-20140814) ustanawiająca wspólnotowe ramy bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych [7], zwana dalej „dyrektywą Euratom”⁹;
 3. Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. Prawo atomowe [5], zwana dalej „ustawą Prawo atomowe”¹⁰
 4. Ustawa z dnia 21 grudnia 2000 r. o dozorze technicznym [6], zwana dalej „ustawą o dozorze technicznym” lub „u.d.t.”¹¹;
 5. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 17 grudnia 2013 r. w sprawie rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej [13], zwane dalej „rozporządzeniem rodzajowym EJ”¹²;
 6. Rozporządzenie Ministra Rozwoju z dnia 20 maja 2016 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego dla urządzeń technicznych lub urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej [14], zwane dalej „rozporządzeniem o warunkach EJ”¹³;

Przyjęcie krajowych wymagań bezpieczeństwa jądrowego dla urządzeń i urządzeń technicznych w elektrowni jądrowej ma swoją bezpośrednią podstawę prawną w Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego (ratyfikowanej w 1995 r.) oraz pośrednio także w prawie Unii Europejskiej¹⁴, tj. w implementowanej do polskiego porządku prawnego dyrektywie Euratom [7] z 2009 r. Dyrektywa ta ustanawia wspólnotowe ramy dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych, choć ramy te są jedynie ogólnie określone, a szczegółowe rozwiązania prawno-organizacyjne pozostawiono co do zasady w zakresie autonomii państw członkowskich Unii Europejskiej. Zgodnie bowiem z art. 4 dyrektywy Euratom [7] państwa członkowskie ustanawiają i utrzymują krajowe ramy prawne, regulacyjne i organizacyjne (tzw. ramy krajowe) bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych, które przypisują odpowiedzialność zapewniają koordynację między właściwymi organami państwa. Art. 4 ust. 1 lit. a) dyrektywy Euratom [7] doprecyzowuje, że ramy krajowe określają zakresy odpowiedzialności za przyjęcie krajowych wymogów bezpieczeństwa jądrowego, natomiast w gestii państw członkowskich pozostaje określanie sposobu ich przyjmowania oraz instrumentów ich realizacji.

Przytoczony wyżej przepis dyrektywy 2009/71/ Euratom [7] został implementowany do polskiego porządku prawnego m.in. art. 3 ustawy z dnia 13 maja 2011 r. o zmianie ustawy – Prawo atomowe oraz niektórych innych ustaw [8]¹⁵. W pkt 86 uzasadnienia do rządowego projektu przedmiotowej ustawy [32] możemy bowiem przeczytać, że proponowane w projekcie zmiany ustawy o dozorze technicznym są niezbędne do pełnego wdrożenia do prawa polskiego postanowień art. 4 ust. 1 lit. a) Dyrektywy Euratom [7] w zakresie dotyczącym wymagań, jakie powinny spełniać urządzenia techniczne i inne urządzenia podlegające dozorowi technicznemu w elektrowniach jądrowych.¹⁶ Rzeczona ustawa wprowadziła m.in. następujące zasadnicze zmiany do ustawy o dozorze technicznym:

- dodała art. 5 ust. 4 ustawy o dozorze technicznym [6] stanowiący delegację ustawową dla Rady Ministrów do określenia w drodze rozporządzenia rodzajów urządzeń technicznych lub urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej, czemu Rada Ministrów uczyniła zadość, wydając rozporządzenie rodzajowe EJ [13];
- dodała art. 8 ust. 5a ustawy o dozorze technicznym [6] stanowiący delegację ustawową dla ministra właściwego do spraw gospodarki surowcami energetycznymi do określenia w drodze rozporządzenia wymagań, jakim powinny odpowiadać urządzenia techniczne lub urządzenia podlegające dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej, czemu Minister Gospodarki uczynił zadość, wydając rozporządzenie o warunkach EJ [14];
- wyłączyła urządzenia techniczne w elektrowni jądrowej z regulacji art. 5 ust. 2 ustawy o dozorze technicznym [6], stanowiącej delegację ustawową dla Rady Ministrów do określenia w drodze rozporządzenia rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu; a zatem wyłączyła urządzenia techniczne znajdujące się w elektrowni jądrowej z regulacji rozporządzenia Rady Ministrów z dnia 7 grudnia 2012 r. w sprawie rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu [11], zwanego dalej „rozporządzeniem rodzajowym konwencjonalnym”¹⁷.

Wobec powyższego instytucją dozoru technicznego obejmującą dotychczas co do zasady działania zmierzające do zapewnienia bezpiecznego funkcjonowania urządzeń technicznych oraz działania zmierzające do zapewnienia

⁹ Dz. Urz. UE L 172 z dnia 02.07.2009, s. 18–22. i Dz. Urz. UE L 219 z dnia 25.07.2014, s. 42–52).

¹⁰ Tekst jedn. Dz. U. 2026 poz. 1.

¹¹ Tekst jedn. Dz. U. 2024 poz. 1194.

¹² Dz. U. 2014 poz. 111.

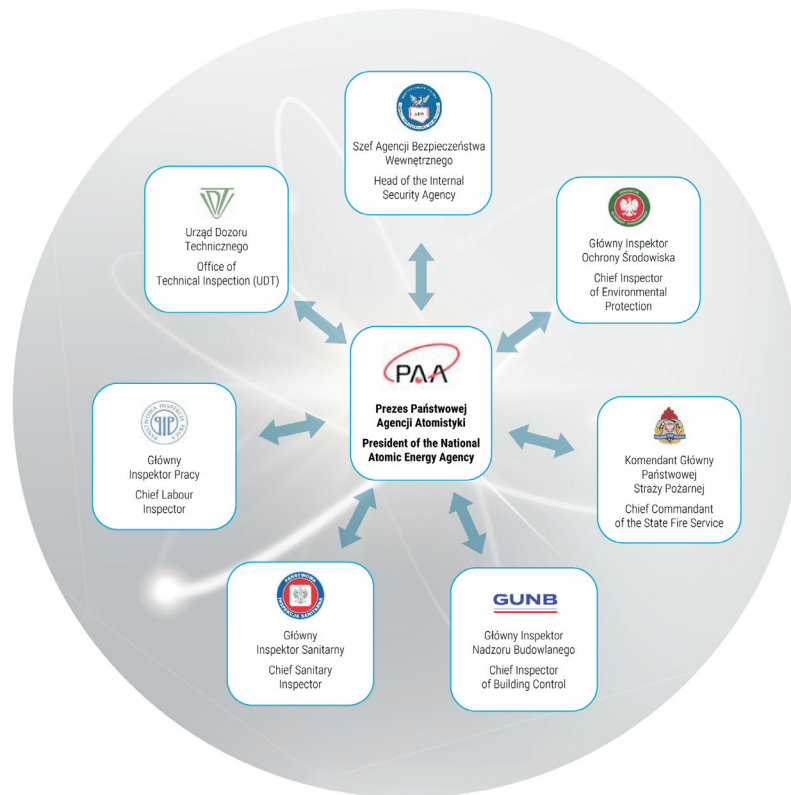
¹³ Dz. U. 2016 poz. 909.

¹⁴ Motyw (8) preambuły do Dyrektywy Euratom [7] stanowi, że odpowiedzialność krajowa państw członkowskich za bezpieczeństwo jądrowe obiektów jądrowych jest podstawową zasadą leżącą u podstaw regulacji dotyczących bezpieczeństwa jądrowego, opracowanych na poziomie międzynarodowym, ustanowioną w Konwencji bezpieczeństwa jądrowego [4].

¹⁵ Dz. U. 2011 Nr 132, poz. 766.

¹⁶ Druk sejmowy nr 3939 z 2011 r. (2011-03-01) – uzasadnienie rządowego projektu ustawy o zmianie ustawy – Prawo atomowe oraz o zmianie niektórych innych ustaw.

¹⁷ Dz. U. 2012 poz. 1468.



Rys. 1. System koordynacji kontroli i nadzoru nad elektrowniami jądrowymi (źródło: R. Mróz, *Energetyka jądrowa – uzgadnianie dokumentacji, Inspektor – Technika i Bezpieczeństwo, Energetyka jądrowa, wydanie specjalne – październik 2025, s. 46 [31]*).

Fig. 1. System for the Coordination of Inspection and Supervision of Nuclear Power Plants (source: R. Mróz, *Energetyka jądrowa – uzgadnianie dokumentacji, Inspektor – Technika i Bezpieczeństwo, Energetyka jądrowa, wydanie specjalne – październik 2025, s. 46 [31]*).

bezpieczeństwa publicznego w tych obszarach (patrz art. 2 ust. 1 ustawy o dozorcze technicznym [6]) zdecydowano się objąć urządzenia oraz urządzenia techniczne w elektrowni jądrowej w celu zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego związanego z funkcjonowaniem tych urządzeń. Przy czym w ramach krajowych ram prawnych dozoru technicznego wyróżniono odrębną od konwencjonalnej regulację aktów wykonawczych do ustawy o dozorcze technicznym, tj. wskazane wyżej rozporządzenie rodzajowe EJ [13] określające rodzaje urządzeń podlegających dozorcze technicznemu w elektrowni jądrowej oraz rozporządzenie o warunkach EJ [14] ustanawiające specjalne wymagania dla tych urządzeń.

Niemniej jednak krajowe ramy prawne dozoru technicznego należy odróżnić od szerszego pojęcia krajowych ram bezpieczeństwa jądrowego, na które ramy prawne dozoru technicznego się składają. Zasadnicze krajowe ramy prawne, regulacyjne i organizacyjne bezpieczeństwa jądrowego są bowiem wyznaczone przepisami Konwencji bezpieczeństwa jądrowego [4], ustawy Prawo atomowe [5] oraz licznymi aktami wykonawczymi do tej ustawy, które również wdrażają wskazaną wyżej dyrektywę Euratom [7] (a także inne, liczne dyrektywy serii Euratom). Ustawa ta określa m.in. organy właściwe w sprawach bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, na które składają się

m.in. centralny organ administracji rządowej właściwy w sprawach bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (Prezes Państwowej Agencji Atomistyki, zwany dalej „Prezesem PAA”), organy dozoru jądrowego (naczelnym organem dozoru jądrowego – Prezes PAA, inspektorzy dozoru jądrowego), a także inne właściwe organy administracji w zakresie swoich kompetencji i właściwości. Te inne organy składają się na tzw. system koordynacji kontroli i nadzoru nad obiektami jądrowymi, którym kieruje Prezes PAA. Art. 66 ust. 3 ustawy Prawo atomowe [5] wymienia następujące podmioty wchodzące w skład systemu koordynacji: Prezesa PAA, Szefa Agencji Bezpieczeństwa Wewnętrznego, Urząd Dozoru Technicznego (zwany dalej „UDT”), Głównego Inspektora Ochrony Środowiska, Głównego Inspektora Sanitarnego, Komendanta Głównego Państwowej Straży Pożarnej, Głównego Inspektora Nadzoru Budowlanego oraz Głównego Inspektora Pracy.

Mając na uwadze wskazany wyżej kontekst, chociaż to Prezes PAA stanowi naczelnym organem dozoru jądrowego (tzw. *nuclear regulatory body* albo *nuclear regulatory authority*), istniejące ramy prawne dozoru technicznego, a także liczne odesłania ustawy Prawo atomowe do regulacji dozoru technicznego¹⁸ wskazują na istotną rolę UDT lub Prezesa UDT w zapewnianiu bezpieczeństwa jądrowego.

¹⁸ Należy wskazać, że ustawa Prawo atomowe wielokrotnie odnosi się w swoich przepisach do kompetencji Prezesa UDT lub samego UDT. Patrz art. 36c pkt 3), art. 37 ust. 1, art. 37 ust. 4, art. 37c ust. 1 pkt 4), art. 37c ust. 2, art. 37c ust. 3, art. 37c ust. 5, art. 37d ust. 2, art. 37e ust. 1, art. 37e ust. 4 oraz art. 66 ust. 3 ustawy Prawo atomowe [5].

Przepisy dozoru technicznego stanowią jeden z najistotniejszych elementów krajowych ram prawnych, regulacyjnych i organizacyjnych bezpieczeństwa jądrowego elektrowni jądrowych. Natomiast Prezes UDT stanowi ekspercki organ regulacyjny w zakresie urzędzeń oraz urzędzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej. Podobnie, pozostałe organy składające się na system koordynacji kontroli i nadzoru nad obiektami jądrowymi stanowią eksperckie organy regulacyjne w zakresie swojej właściwości oraz kompetencji ustawowych.

Rodzaje urzędzeń podlegających dozorowi technicznemu według rozporządzenia rodzajowego

Podstawę prawną objęcia dozorem technicznym urzędzeń w elektrowni jądrowej stanowi wspomniany już wcześniej art. 5 ust. 4 ustawy o dozorze technicznym [6], który stanowi m.in., że Rada Ministrów określi, w drodze rozporządzenia, rodzaje urzędzeń technicznych lub urzędzeń mogących stwarzać inne niż określone w art. 4 pkt 1) zagrożenia dla życia lub zdrowia ludzkiego oraz mienia i środowiska, podlegające dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej. Rzeczony przepis odwołuje się do zasadniczego przepisu ustawy o dozorze technicznym zawierającego definicję legalną urzędzeń technicznych¹⁹. Art. 4 pkt 1) ustawy o dozorze technicznym [6] stanowi bowiem, że przez urzędzenia techniczne należy rozumieć urzędzenia, które mogą stwarzać zagrożenie dla życia lub zdrowia ludzkiego oraz mienia i środowiska wskutek:

1. rozprężenia cieczy lub gazów znajdujących się pod ciśnieniem różnym od atmosferycznego,
2. wyzwolenia energii potencjalnej lub kinetycznej przy przemieszczaniu ludzi lub ładunków w ograniczonym zasięgu,
3. rozprzestrzeniania się materiałów niebezpiecznych podczas ich magazynowania lub transportu.

Delegacja ustawowa do objęcia dozorem technicznym urzędzeń w elektrowni jądrowej wyróżnia jednak wyraźnie dwie kategorie urzędzeń. *Primo*, urzędzenia techniczne mogące stwarzać konwencjonalne zagrożenia w rozumieniu definicji ustawowej wskazanej w art. 4 pkt 1) ustawy o dozorze technicznym [6] – jw. *Secundo*, urzędzenia mogące stwarzać inne zagrożenia niż te wskazane w definicji ustawowej. W tym drugim przypadku są to jednak zagrożenia wynikające z promieniowania jonizującego z elektrowni jądrowej, ponieważ, jak już wcześniej wykazano, art. 5 ust. 4 ustawy o dozorze technicznym stanowi bezpośrednią implementację art. 4 ust. 1 lit. a) dyrektywy Euratom [7], ustanawiając *de facto* jeden z filarów krajowych wymagań bezpieczeństwa jądrowego. A. Kochmański oraz K. Zasada wskazują, że „katalog ten jest znacząco

szerszy niż znany nam obecnie z „klasycznego” dozoru, ponieważ obejmuje kolejną grupę zagrożeń związaną z bezpieczeństwem jądrowym i ochroną radiologiczną” [27]²⁰. Natomiast mianownik wspólny tych dwóch kategorii urzędzeń stanowią te same dobra, dla których urzędzenia te mogą stwarzać zagrożenie, tj. życie i zdrowie ludzkie, mienie oraz środowisko.

Rada Ministrów spełniła swój ustawowy obowiązek, obejmując dozorem technicznym zarówno konwencjonalne urzędzenia techniczne, jak i przede wszystkim urzędzenia mogące stwarzać zagrożenia związane z bezpieczeństwem jądrowym i ochroną radiologiczną. W myśl bowiem § 2 ust. 1 rozporządzenia rodzajowego EJ [13] dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej podlegają następujące rodzaje urzędzeń technicznych:

1. urzędzenia techniczne i urzędzenia składające się na system obudowy bezpieczeństwa reaktora, wraz z powłoką stalową i urzędzeniami w systemach pomocniczych obudowy bezpieczeństwa, w szczególności:
 - a) ograniczające lub utrzymujące ciśnienie i temperaturę wewnątrz obudowy,
 - b) służące do ograniczenia stężenia lub usunięcia z przestrzeni obudowy substancji promieniotwórczych, wodoru, tlenu i innych substancji,
 - c) służące do niezawodnego odcięcia obudowy bezpieczeństwa od otoczenia przez zamknięcie odpowiednich rurociągów, kanałów ciśnieniowych, śluz lub otworów dostępu przechodzących przez tę obudowę;
2. urzędzenia składające się na obieg chłodzenia reaktora oraz jego systemy pomocnicze, wraz z systemami sterowania i zabezpieczeń obiegu chłodzenia reaktora, w szczególności:
 - a) zbiornik reaktora, kanały ciśnieniowe i inne elementy konstrukcji reaktora,
 - b) rurociągi,
 - c) pompy,
 - d) dmuchawy,
 - e) zawory i zasady,
 - f) wytwornice pary wraz z systemami pomocniczymi,
 - g) wymienniki ciepła,
 - h) stabilizator ciśnienia wraz z jego systemami pomocniczymi;
3. urzędzenia ciśnieniowe składające się na system wody zasilającej;
4. urzędzenia techniczne lub urzędzenia składające się na systemy sprężonego powietrza i innych gazów technicznych w pomocniczych systemach technologicznych;
5. urzędzenia ciśnieniowe składające się na systemy obiegu czynnika roboczego i turbozespołów, w tym rurociągi je łączące;

¹⁹ Pojęcie urzędzeń technicznych w sensie prawnym ma już niespełna 40 lat, ponieważ ich definicja została wprowadzona ustawą z dnia 19 listopada 1987 r. o dozorze technicznym (Dz. U. 1987 Nr 36, poz. 202) [3]. Pojęcie to jest zasadnicze, ponieważ stanowi naczelny przedmiot instytucji dozoru technicznego, w tym czynności dozoru technicznego.

²⁰ A. Kochmański, K. Zasada, *Przepisy, technologie i urzędzenia w obszarze energetyki jądrowej*, Inspektor – Technika i Bezpieczeństwo, wydanie 1/2025, s. 17.



Fot. 1. Wytwornica pary (źródło: MHI Delivers 100th Steam Generator for Nuclear Power Plant Use – Unit Goes to Hokkaido Electric Power's Tomari-3 Power Plant, 2007-10-23 [37]) (<https://www.mhi.com/news/200710231202.html> – dostęp 13.05.2026 r. Cyt. za A. Kochmański, K. Zasada, Przepisy, technologie i urządzenia w obszarze energetyki jądrowej, Inspektor – Technika i Bezpieczeństwo, Energetyka jądrowa, wydanie specjalne – październik 2025, s. 33 [28]).

Photo 1. Steam generator (source: MHI Delivers 100th Steam Generator for Nuclear Power Plant Use – Unit Goes to Hokkaido Electric Power's Tomari-3 Power Plant, 2007-10-23 [37]).

6. urządzenia składające się na systemy bezpieczeństwa czynne i bierne oraz inne systemy mające istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, w szczególności system awaryjnego chłodzenia reaktora i systemy służące do odprowadzenia ciepła powyłaczeniowego, w tym systemy pośredniego chłodzenia oraz agregaty prądotwórcze;
7. urządzenia składające się na systemy chłodzenia, w tym system wody chłodzącej, w szczególności do chłodzenia obiegów istotnych dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz płynów na potrzeby systemów technologicznych;
8. urządzenia ciśnieniowe w systemach gaszenia pożarów;
9. urządzenia do napełniania i opróżniania zbiorników;
10. urządzenia ciśnieniowe składające się na inne systemy niż wymienione w pkt 1-9, w których znajdują się płyny pod nadciśnieniem, w szczególności:
 - a) zbiorniki stałe, dla których iloczyn nadciśnienia wyrażonego w barach i pojemności wyrażonej w dm^3 jest większy niż 50, a nadciśnienie jest wyższe niż 0,5 bara, przeznaczone do magazynowania cieczy lub gazów albo prowadzenia w nich procesów technologicznych,
 - b) kotły cieczowe i parowe o pojemności powyżej 2 dm^3 , w których znajdują się płyny pod nadciśnieniem wyższym niż 0,5 bara,
 - c) zbiorniki przenośne stosowane w aparatach ochrony dróg oddechowych,
 - d) zbiorniki przenośne zmieniające miejsce między napełnieniem a opróżnieniem o pojemności większej niż $0,35 \text{ dm}^3$ i nadciśnieniu wyższym niż 0,5 bara, przeznaczone do magazynowania lub transportowania cieczy lub gazów,
 - e) rurociągi technologiczne płynów niebezpiecznych o właściwościach trujących, żrących i palnych pod nadciśnieniem wyższym niż 0,5 bara i o średnicy nominalnej większej niż DN 25, przeznaczone do:
 - gazów sprężonych, gazów skroplonych, gazów rozpuszczonych pod nadciśnieniem, par oraz tych cieczy, dla których nadciśnienie pary przy najwyższej dopuszczalnej temperaturze jest wyższe niż 0,5 bara,
 - cieczy, których nadciśnienie pary przy najwyższej dopuszczalnej temperaturze jest niższe niż 0,5 bara i iloczyn nadciśnienia dopuszczalnego cieczy wyrażonego w barach i średnicy nominalnej rurociągu DN wyrażonej w mm jest większy niż 2000;
11. zbiorniki beczki i zbiorniki o nadciśnieniu nie wyższym niż 0,5 bara, przeznaczone do magazynowania materiałów niebezpiecznych o właściwościach trujących, żrących, palnych oraz do magazynowania materiałów ciekłych zapalnych, których prędkość pary w temperaturze 50°C jest nie większa niż 3 bary, a temperatura zapłonu jest nie wyższa niż 61°C ;
12. urządzenia składające się na systemy grzewcze, wentylacji i klimatyzacyjne;
13. urządzenia transportu bliskiego, stanowiące wyposażenie transportowo-technologiczne do przemieszczania elementów konstrukcji reaktora lub przemieszczania i składowania paliwa jądrowego, wraz z osprzętem do podnoszenia i wyposażeniem wymiennym, mające istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, w szczególności maszyny przeładownicze lub załadownicze;
14. urządzenia transportu bliskiego, inne niż wymienione w pkt 13, służące do przemieszczania osób lub ładun-

ków o ograniczonym zasięgu, wraz z osprzętem do podnoszenia i wyposażeniem wymiennym.

Urządzenia mogące stwarzać zagrożenia jądrowe

Prawodawca określił zatem 14 rodzajów urządzeń lub urządzeń technicznych, przy czym urządzenia wskazane w szczególności w pkt od 1 do 8 oraz w pkt 13 to nowe rodzaje urządzeń lub nowo zdefiniowane rodzaje urządzeń (w stosunku do konwencjonalnych rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu na podstawie rozporządzenia rodzajowego konwencjonalnego [11]), które podlegają dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej. Są to przede wszystkim urządzenia mogące stwarzać zagrożenia związane z bezpieczeństwem jądrowym i ochroną radiologiczną. Zdecydowana większość z nich stanowi jednak urządzenia ciśnieniowe. Słusznie, ponieważ to urządzenia ciśnieniowe stanowią serce obiegu chłodzenia reaktora (patrz § 2 ust. 1 pkt 2) rozporządzenia rodzajowego EJ [13], z drugiej natomiast strony możliwość rozprężenia cieczy lub gazów znajdujących się pod ciśnieniem różnym od atmosferycznego, właśnie z powodu ich radioaktywności, jest najistotniejszym zagrożeniem związanym z bezpieczeństwem jądrowym oraz ochroną radiologiczną (w kontekście konwencjonalnych zagrożeń objętych kompetencją dozoru technicznego)²¹. W tym kontekście uczynienie dozoru technicznego jednym z kluczowych elementów krajowych ram bezpieczeństwa jądrowego elektrowni jądrowych jest merytorycznie silnie uzasadnione (Urząd Dozoru Technicznego stanowi ekspercką organizację techniczną o 115-letnim doświadczeniu)²².

Należy podkreślić, że obok obu rodzajów zagrożeń (konwencjonalnych i jądrowych), które mogą stwarzać urządzenia w elektrowni jądrowej, zasadniczą przesłankę objęcia dozorem technicznym urządzeń w elektrowni jądrowej (zgodnie z art. 5 ust. 4 ustawy o dozorze technicznym [6]) stanowi funkcja bezpieczeństwa²³ realizowana przez te urządzenia (w kontekście bezpieczeństwa jądrowego). W uzasadnieniu do rządowego projektu rozporządzenia rodzajowego EJ z 2012 roku [33]²⁴ stwier-

dzono m.in., że przesłanka ta odnosi się w szczególności do funkcji:

1. zapobiegawczej, zapewniającej:
 - a) utrzymywanie wystarczającego zapasu chłodziwa do chłodzenia rdzenia w warunkach zdarzenia i po jego wystąpieniu, ale bez uwzględnienia awarii systemu chłodzenia reaktora,
 - b) niezbędne funkcje pomocnicze, takie jak zasilanie elektryczne, pneumatyczne i hydrauliczne dla systemów bezpieczeństwa,
 - c) utrzymywanie trwałości systemu chłodzenia reaktora,
 - d) odprowadzanie ciepła w stanach eksploatacyjnych i warunkach awaryjnych, z nieuszkodzonym systemem chłodzenia reaktora,
 - e) odprowadzanie ciepła z pozostałych systemów bezpieczeństwa do końcowego odbiornika ciepła – realizowanej w szczególności przez urządzenia składające się na obieg chłodzenia reaktora oraz na system odprowadzenia ciepła powyłączeniowego;
2. kontrolującej lub ograniczającej, zapewniających w przypadku wystąpienia awarii projektowej zdefiniowanej w art. 3 pkt 1a ustawy Prawo atomowe [5]²⁵:
 - a) po osiągnięciu stanu kontrolowanego, doprowadzenie do stanu bezpiecznego wyłączenia reaktora po wystąpieniu warunków awaryjnych i utrzymanie reaktora w takim stanie,
 - b) minimalizowanie oddziaływania warunków awaryjnych na bariery ochronne w szczególności przez:
 - utrzymywanie wystarczającego zapasu chłodziwa do chłodzenia rdzenia podczas postulowanych zdarzeń inicjujących, a także po ich wystąpieniu,
 - zapobieganie awariom lub ograniczanie skutków awarii urządzeń, których awaria może spowodować brak zapewnienia funkcji bezpieczeństwa,
 - odprowadzanie ciepła z rdzenia reaktora po uszkodzeniu systemu chłodzenia – realizowanych w szczególności przez urządzenia składające się na systemy bezpieczeństwa czynne i bierne, w szczególności system awaryjnego chłodzenia reaktora i systemy służące do odprowadzenia ciepła powyłączeniowego.

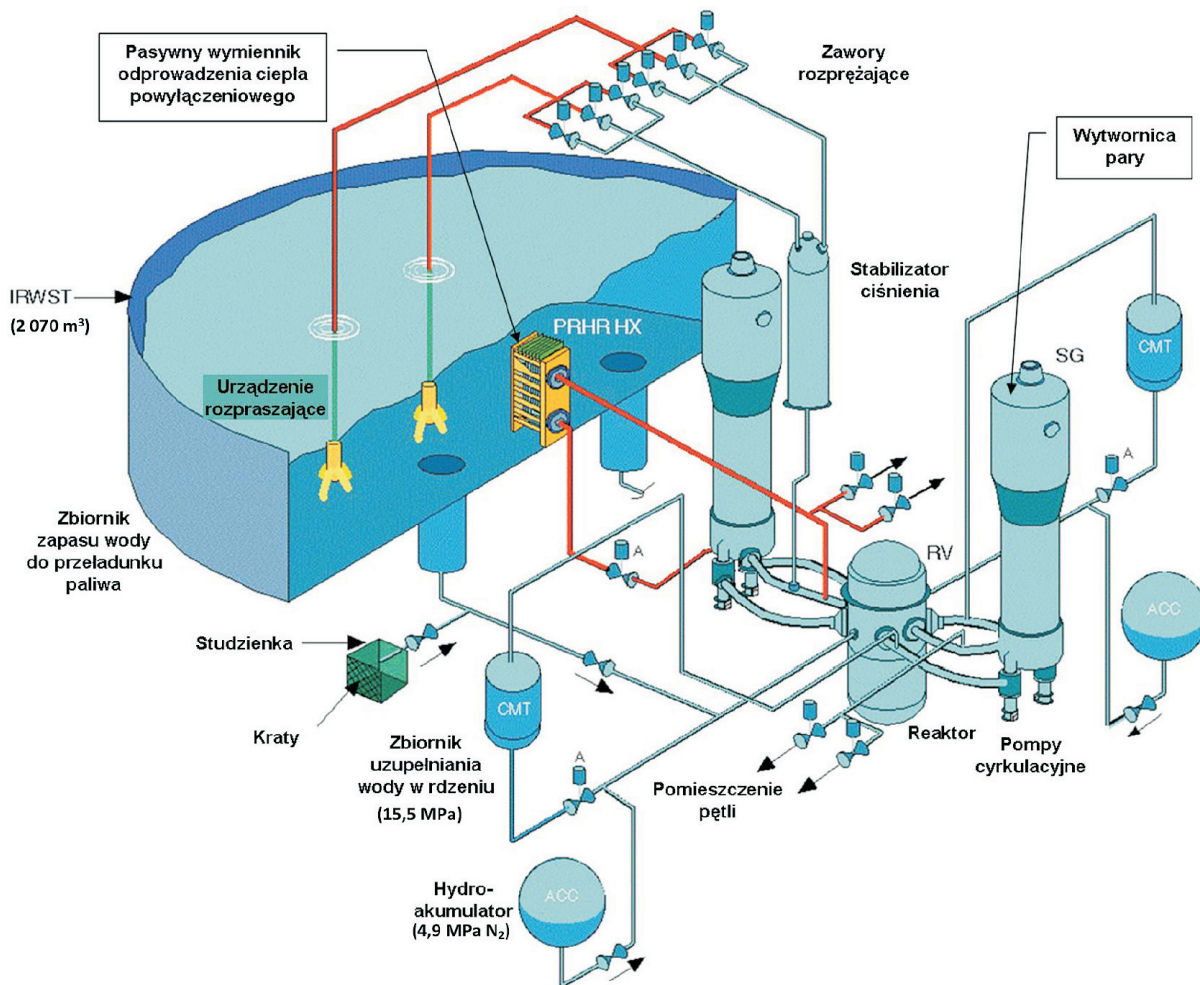
²¹ Ponadto należy wskazać, że również określone urządzenia techniczne (objęte dozorem technicznym ze względu na zagrożenia konwencjonalne) mogą stwarzać jednocześnie zagrożenia związane z promieniowaniem jonizującym, podobnie jak określone urządzenia (objęte dozorem technicznym ze względu na bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną) mogą stwarzać jednocześnie zagrożenia konwencjonalne, tj. od ciśnienia, przemieszczania ludzi lub ładunków oraz rozprzestrzeniania się materiałów niebezpiecznych. *De facto* możemy mieć tutaj do czynienia niejako z hybrydą zagrożeń konwencjonalnych oraz zagrożeń jądrowych generowanych przez określone urządzenia funkcjonujące w elektrowni jądrowej.

²² Początek istnienia dozoru technicznego na ziemiach polskich datuje się na 1911 r. w związku z działalnością Warszawskiego Stowarzyszenia dla Dozoru nad Kociołami Parowymi. Patrz: <https://www.udt.gov.pl/kim-jestesmy/historia-udt> [36] – dostęp 13.05.2026 r. Natomiast już w okresie dwudziestolecia międzywojennego wydano pierwsze regulacje dotyczące kotłów parowych i zbiorników ciśnieniowych. Patrz: ustawa z dnia 31 maja 1921 r. o nadzorze nad kotłami parowymi (Dz. U. 1921 Nr 50, poz. 303) [1], ustawa z dnia 24 marca 1933 r. o nadzorze nad zbiornikami pod ciśnieniem (Dz. U. 1933 Nr 28, poz. 234) [2].

²³ Przez funkcję bezpieczeństwa należy rozumieć funkcję, którą dla zapewnienia bezpieczeństwa wypełnia system, element konstrukcji lub element wyposażenia obiektu jądrowego (art. 3 pkt 7¹) ustawy Prawo atomowe).

²⁴ Patrz uzasadnienie do projektu rozporządzenia z dnia 13.11.2012 r. (projekt nr RD24): <https://legislacja.rcl.gov.pl/projekt/77374> – dostęp 13.05.2026 r.

²⁵ Przez awarię projektową należy rozumieć warunki awaryjne obiektu jądrowego uwzględnione w projekcie obiektu jądrowego zgodnie z ustalonymi wymaganiami projektowania, w których uszkodzenie paliwa oraz uwolnienia substancji promieniotwórczych są utrzymywane w ustalonych granicach (art. 3 pkt 1a) ustawy Prawo atomowe).



Rys. 2. Schemat biernego systemu awaryjnego chłodzenia reaktora AP 1000 (źródło: W. Kietbas, Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych z reaktorami generacji III/III+. Część II: Główne cechy bezpieczeństwa EJ z reaktorami generacji III+, Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna, wydanie 3-4 (118) 2020, s. 18 [26]) (Opracowanie własne autora na podstawie: Matzie R., *The AP1000 Reactor, Nuclear Renaissance Option*, September 26, 2003, Westinghouse [35], <https://pdfs.semanticscholar.org/8fc2/22a4aa2980c9090af3aa4e485f080114a790.pdf> – dostęp 13.05.2026 r.).

Fig. 2. Diagram of the AP 1000 passive emergency cooling system (source: W. Kietbas, *Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych z reaktorami generacji III/III+. Część II: Główne cechy bezpieczeństwa EJ z reaktorami generacji III+, Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna*, wydanie 3-4 (118) 2020, s. 18 [26]).

Zasadnicze motywy przyjęcia regulacji rozporządzenia rodzajowego EJ [13] w zakresie funkcji bezpieczeństwa odnoszą się zatem do pojęć zdefiniowanych w przepisach prawa atomowego²⁶.

Ponadto, należy podkreślić, że w zakresie urządzeń mogących stwarzać zagrożenia jądrowe w trakcie opracowywania projektu rozporządzenia rodzajowego EJ z 2012 roku (patrz uzasadnienie do projektu – przypis 25) [33] wzięto pod uwagę dobre praktyki projektowania i eksploatacji obiektów jądrowych, o których mowa w art. 36c

ust. 3, 36d ust. 3 i 38 ustawy Prawo atomowe [5], a w szczególności zalecenia:

1. Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA), takie jak: *SSR-2/1 (2012) Safety of Nuclear Power Plants: Design* [20]²⁷, *GS-G-4.1 (2004) Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants* [16]²⁸ oraz *DS367 (2011) Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants* [18]²⁹;

²⁶ *Nota bene* w projekcie obiektu jądrowego, w tym elektrowni jądrowej, identyfikuje się określone stany takiego obiektu. W zależności od prawdopodobieństwa ich wystąpienia i konsekwencji z tym związanych zalicza się je do kategorii stanów w podziale na: 1) normalną eksploatację; 2) przewidywane zdarzenia eksploatacyjne; 3) awarie projektowe; 4) rozszerzone warunki projektowe. Pojęcia te należy rozumieć zgodnie z definicjami przepisów ustawy Prawo atomowe [5] oraz rozporządzeń wykonawczych do tej ustawy.

²⁷ Pierwszą edycję dokumentu, stanowiącą punkt odniesienia dla projektu rozporządzenia, wydano w 2012 r. Aktualna wersja to Rewizja nr 1 z 2016 r.: *IAEA Safety of Nuclear Power Plants: Design, SPECIFIC SAFETY REQUIREMENT, No. SSR-2/1 (Rev. 1-2016)* [21].

²⁸ Aktualny dokument *The IAEA Specific Safety Guide SSG-61, Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants* wydany w 2021 r. [23] wyraźnie zastępuje starszy dokument GS-G-4.1 (2004), który został opublikowany pod tym samym tytułem.

²⁹ Dokument DS367 stanowił projekt dokumentu (wersję roboczą) Przewodnika dotyczącego klasyfikacji bezpieczeństwa konstrukcji, systemów i urządzeń w elektrowniach jądrowych. Aktualny oficjalnie wydany w 2014 r. dokument IAEA to *Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants. Specific Safety Guide No. SSG-30* [20].

2. Stowarzyszenia Zachodnioeuropejskich Organów Dozoru Jądrowego (*Western European Nuclear Regulators' Association* – WENRA) w ramach Grupy Roboczej ds. Harmonizacji Reaktorów (*Reactor Harmonization Working Group* – RHWG), takie jak *Reactor Safety Reference Levels (2008)* [16]³⁰ oraz *Safety Objectives for New Power Reactors (2009)* [17].

Wskazane w uzasadnieniu dobre praktyki projektowania i eksploatacji obiektów jądrowych, o których mowa w art. 36c ust. 3, 36d ust. 3 oraz 38 ustawy Prawo atomowe [5], odnoszą się *de facto* do delegacji ustawowej,³¹ na podstawie której Rada Ministrów wydała następujące akty wykonawcze do ustawy Prawo atomowe:

1. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego [10]³² – art. 36c ust. 3 ustawy Prawo atomowe [5];
2. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa przeprowadzanych przed wystąpieniem z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego, oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego [9]³³ – art. 36d ust. 3 ustawy Prawo atomowe [5];
3. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 11 lutego 2013 r. w sprawie wymagań dotyczących rozruchu i eksploatacji obiektów jądrowych [12]³⁴ – art. 38 ustawy Prawo atomowe [5].

Chociaż wskazane wyżej akty normatywne nie zostały powołane bezpośrednio w rozporządzeniu rodzajowym EJ [13], bezpośrednio odesłania do rozporządzeń wskazanych wyżej w pkt 1 oraz 3 znajdują się już w rozporządzeniu o warunkach EJ [14], co będzie przedmiotem analizy w kolejnej części niniejszego opracowania.

Urządzenia mogące stwarzać zagrożenia konwencjonalne

Pozostałe rodzaje urządzeń, w szczególności wskazane wcześniej w pkt 10, 11 oraz 14 rozporządzenia rodzajowego EJ [13] (patrz strona 10-12) odpowiadają definicji ustawowej urządzeń technicznych, tj. mogą stwarzać zagrożenia konwencjonalne według art. 4 pkt 1) ustawy o dozorcze technicznym, oraz z większą lub mniejszą dokładnością odpowiadają rodzajom urządzeń technicz-

nych wskazanych w rozporządzeniu rodzajowym konwencjonalnym [11]:

- urządzenia wskazane w pkt 10) lit. a), b), d) i e) rozporządzenia rodzajowego EJ [13] odpowiadają urządzeniom ciśnieniowym wskazanym w art. 4 pkt 1) lit. a) u.d.t. oraz § 1 pkt 1) lit. a), c), d), e), j) rozporządzenia rodzajowego konwencjonalnego [11];
- urządzenia wskazane w pkt 11) rozporządzenia rodzajowego EJ [13] odpowiadają urządzeniom do magazynowania materiałów niebezpiecznych wskazanym w art. 4 pkt 1) lit. c) u.d.t. oraz § 1 pkt 2) rozporządzenia rodzajowego konwencjonalnego [11];
- urządzenia wskazane w pkt 14) rozporządzenia rodzajowego EJ [13] odpowiadają urządzeniom transportu bliskiego, służącym przemieszczaniu ludzi lub ładunków, wskazanym w art. 4 pkt 1) lit. b) u.d.t. oraz np. § 1 pkt 6), 7), 8), 10), 11) rozporządzenia rodzajowego konwencjonalnego [11].

Uzasadnienie do projektu rozporządzenia rodzajowego EJ z 2012 roku (patrz uzasadnienie do projektu – przypis 25) [34] wyjaśnia w tym kontekście, że rozporządzenie to uwzględnić musiało także rodzaje urządzeń technicznych, które podlegają dozorowi technicznemu zgodnie z rozporządzeniem wydanym na podstawie art. 5 ust. 2 ustawy o dozorcze technicznym [6] (tj. z rozporządzeniem rodzajowym konwencjonalnym [11]). Urządzenia te mają być stosowane zarówno podczas budowy, jak i eksploatacji elektrowni jądrowej i w związku z tym istniała potrzeba określenia podstawy prawnej umożliwiającej objęcie ich dozorem technicznym również w elektrowni jądrowej.

Kompleksowe zdefiniowanie urządzeń według rozporządzenia rodzajowego

Ponadto, należy podkreślić, że zgodnie z § 2 ust. 2 rozporządzenia rodzajowego EJ [13] urządzenia wskazane wyżej w pkt od 1 do 12 (zarówno urządzenia, jak i urządzenia techniczne) podlegają dozorowi technicznemu wraz z ich elementami mocującymi i konstrukcjami wsporczymi, osprzętem ciśnieniowym i zabezpieczającym, układami zabezpieczającymi, aparaturą kontrolno-pomiarową oraz układami sterowania. Natomiast w przypadku urządzeń wskazanych w pkt 13 oraz 14 rozszerzenie takie nie było niezbędne, ponieważ definicja konstrukcji urządzeń transportu bliskiego obejmuje wszystkie elementy i podzespoły mające znaczenie dla funkcjonalności i bezpieczeństwa eksploatacji urządzeń transportu bliskiego [27]³⁵.

³⁰ Dokument ten został zaktualizowany kilkakrotnie. Aktualne dokumenty można znaleźć na oficjalnej wyszukiwarce organizacji: <https://wenra.eu/publications> [38]. Najnowszą znaczącą aktualizacją Poziomów Odniesienia Bezpieczeństwa Reaktorów jest wydanie z 2020 r.: *Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors 2020 – 17th February 2021* [22].

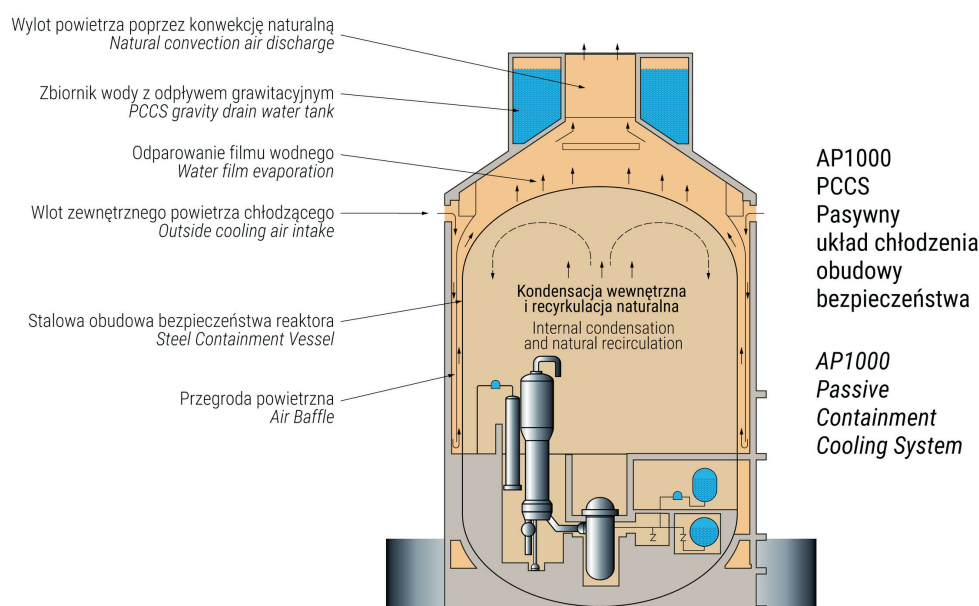
³¹ Każde ze wskazanych upoważnień ustawowych zawiera ogólną wytyczną dotyczącą treści aktu, która nakazuje wziąć pod uwagę odpowiednie zalecenia Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej oraz Zachodnioeuropejskich Organów Nadzoru Instalacji Jądrowych.

³² Dz.U. 2012 poz. 1048.

³³ Dz.U. 2012 poz. 1043.

³⁴ Dz.U. 2013 poz. 281.

³⁵ A. Kochmański, K. Zasada, *Przepisy, technologie i urządzenia w obszarze energetyki jądrowej*, Inspektor – Technika i Bezpieczeństwo, wydanie 1/2025, s. 18.



Rys. 3. Obudowa bezpieczeństwa reaktora (źródło: A. Kochmański, K. Zasada, *Przepisy, technologie i urządzenia w obszarze energetyki jądrowej, Inspektor – Technika i Bezpieczeństwo, Energetyka jądrowa, wydanie specjalne*, s. 32 [28]) (Opracowanie własne autorów na podstawie: NuclearStreet.com, *Passive Containment Cooling System (PCS)*, https://nuclearstreet.com/nuclear-power-plants/w/nuclear_power_plants/containment-isolation, Cummins W.E., Corletti M.M., and Schulz T.L. (2003). Westinghouse AP1000 Advanced Passive Plant. Cordoba, Spain: Proceedings of ICAPP '03 [39]).

Fig. 3. Reactor containment (source: A. Kochmański, K. Zasada, *Przepisy, technologie i urządzenia w obszarze energetyki jądrowej, Inspektor – Technika i Bezpieczeństwo, Energetyka jądrowa, wydanie specjalne*, s. 32 [28]).

Urządzenia transportu bliskiego wymienione w pkt 13 oraz 14 są objęte dozorem wraz z osprzętem do podnoszenia i wyposażeniem wymiennym.

Urządzenia według rozporządzenia o warunkach

Należy zauważyć, że uzasadnienie do projektu rozporządzenia rodzajowego EJ z 2012 roku (patrz uzasadnienie do projektu – przypis 25) [33] doprecyzowuje, że rozporządzenie to określa rodzaje urządzeń technicznych lub urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej jako urządzenia stanowiące systemy, elementy konstrukcji lub wyposażenia albo eksploatowane w elektrowni jądrowej, w tym także te, które powinny być przyporządkowane do określonych klas bezpieczeństwa, o których mowa w przepisach prawa atomowego oraz w zaleceniach Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej i Stowarzyszenia Zachodnioeuropejskich Organów Dozoru Jądrowego.

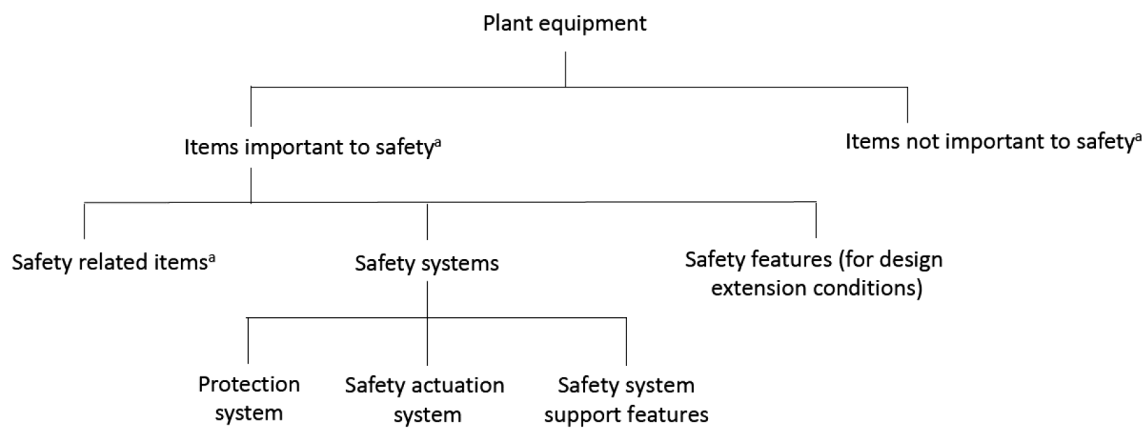
Chociaż rozporządzenie rodzajowe EJ [13] nie traktuje w żaden sposób o klasach bezpieczeństwa (słusznie, ponieważ urządzenia lub urządzenia techniczne w elektrowni jądrowej podlegają dozorowi technicznemu niezależnie od przyporządkowania do określonej klasy bezpieczeństwa czy braku takiego przyporządkowania), do pojęcia tego nawiązuje już jednak wyraźnie rozporządzenie o warunkach EJ [14] określające wymagania dla tych urządzeń.

Zgodnie bowiem z § 3 rozporządzenia o warunkach EJ [14] podstawą zróżnicowania wymagań technicznych dla urządzeń i urządzeń technicznych w elektrowni jądrowej jest klasyfikacja bezpieczeństwa, o której mowa w art. 36j ustawy Prawo atomowe [5], a który to przepis stanowi w ust. 1, że dla każdego systemu oraz elementu konstrukcji i wyposażenia obiektu jądrowego, mającego istotne znaczenie ze względu na bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną, w tym dla oprogramowania sterowania i kontroli, określa się klasę bezpieczeństwa – w zależności od stopnia, w jakim te systemy oraz elementy wpływają na bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną obiektu jądrowego.

Ze względu na wskazaną klasyfikację bezpieczeństwa systemu, elementu konstrukcji lub wyposażenia, którą będzie objęta część urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej, prawodawca wyróżnił w ramach rozporządzenia o warunkach EJ [14] trzy kategorie urządzeń, do których odnoszą się wymagania rozporządzenia:

1. urządzenia oraz urządzenia techniczne należące do odpowiedniej klasy bezpieczeństwa wskazane w § 4 ust. 1 rozporządzenia o warunkach EJ [14] (urządzenia te odpowiadają nomenklaturze prawa atomowego – mające istotne znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej)³⁶,

³⁶ Należy zauważyć, że do pojęcia „istotnego znaczenia dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego” odnosi się rozporządzenie rodzajowe EJ [13] w przypadku trzech rodzajów urządzeń (patrz § 2 ust. 1 pkt 6, 7 i 13), co nie oznacza jednak, że inne urządzenia wskazane w tym rozporządzeniu takiego znaczenia nie mają (choćby urządzenia składające się na system obudowy bezpieczeństwa reaktora czy na obieg chłodzenia reaktora – patrz § 2 ust. 1 pkt 1 i 2).



^a In this context, an 'item' is a structure, system or component.

Rys. 4. Urządzenia w elektrowni jądrowej (źródło: IAEA Nuclear Safety and Security Glossary, Terminology Used in Nuclear Safety, Nuclear Security, Radiation Protection and Emergency Preparedness and Response, 2022 (Interim) Edition, s. 152 [24]).

Fig. 4. Plant equipment for a nuclear power plant (source: IAEA Nuclear Safety and Security Glossary, Terminology Used in Nuclear Safety, Nuclear Security, Radiation Protection and Emergency Preparedness and Response, 2022 (Interim) Edition, s. 152 [24]).

2. urządzenia oraz urządzenia techniczne, dla których nie określono klasy bezpieczeństwa, wskazane w § 4 ust. 2 rozporządzenia o warunkach EJ [14] (mające znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej inne niż istotne);

3. urządzenia techniczne z § 6 rozporządzenia o warunkach EJ [14], niemające znaczenia dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

Do wskazanych wyżej grup urządzeń rozporządzenie o warunkach EJ ustanawia odmienne wymagania techniczne, które zostaną scharakteryzowane oraz usystematyzowane w kolejnej części opracowania. Niemniej jednak należy podkreślić, że rodzaje urządzeń podlegających dozorowi technicznemu zgodnie z rozporządzeniem rodzajowym EJ [13] korespondują ze zróżnicowaniem wymagań technicznych dla wskazanych wyżej trzech grup urządzeń. Urządzenia lub urządzenia techniczne mogące stwarzać zagrożenia wynikające z promieniowania jonizującego (według rozporządzenia rodzajowego EJ [13]) odpowiadają urządzeniom lub urządzeniom technicznym mającym znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego, o których mowa w § 4 ust. 1 rozporządzenia o warunkach EJ [14] (o istotnym znaczeniu – z przypisaną klasą bezpieczeństwa) oraz w § 4 ust. 2 rozporządzenia o warunkach EJ [14] (o znaczeniu innym niż istotne – bez przypisanej klasy bezpieczeństwa), natomiast urządzenia techniczne mogące stwarzać zagrożenia konwencjonalne (według rozporządzenia rodzajowego EJ [13], zgodnie z definicją art. 4 pkt 1) ustawy o dozorcze technicznym [6]) odpowiadają urządzeniom technicznym niemającym znaczenia dla bezpieczeństwa jądrowego, o których mowa w § 6 rozporządzenia o warunkach EJ [14].

Podział urządzeń według rozporządzenia o warunkach EJ [14] powoduje skojarzenie z wytycznymi Międzynarodowej

dowej Agencji Energii Atomowej oraz ze stosowaną przez tę organizację terminologią określoną m.in. w dokumencie pt. „Słownik bezpieczeństwa jądrowego i ochrony MAEA – Terminologia stosowana w bezpieczeństwie jądrowym, ochronie jądrowej, ochronie radiologicznej oraz gotowości i reagowaniu na sytuacje awaryjne”[24]³⁷.

MAEA dzieli urządzenia w elektrowni jądrowej na urządzenia ważne ze względu na bezpieczeństwo jądrowe (*items important to safety*) oraz urządzenia nieważne ze względu na bezpieczeństwo jądrowe (*items not important to safety*). Przy czym wśród urządzeń ważnych ze względu na bezpieczeństwo jądrowe rozróżnia systemy bezpieczeństwa (*safety systems*), urządzenia pełniące funkcje bezpieczeństwa dla rozszerzonych warunków projektowych (*safety features for design extension conditions*) oraz urządzenia związane z bezpieczeństwem (*safety related items*). Tak więc w odniesieniu do podziału MAEA urządzenia nieważne ze względu na bezpieczeństwo jądrowe (*items not important to safety*) odpowiadają urządzeniom technicznym z § 6 rozporządzenia o warunkach EJ [14] (niemającym znaczenia dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej), natomiast urządzenia ważne ze względu na bezpieczeństwo jądrowe (*items important to safety*) odpowiadają urządzeniom i urządzeniom technicznym z § 4 rozporządzenia o warunkach EJ [14], przy czym urządzenia z klasą bezpieczeństwa są określone w § 4 ust. 1 rozporządzenia o warunkach EJ [14], a urządzenia bez klasy bezpieczeństwa są określone w § 4 ust. 2 rozporządzenia o warunkach EJ [14]. Podział w ramach grupy urządzeń mających znaczenie ze względu na bezpieczeństwo jądrowe (*items important to safety*) może się różnić w zależności od konkretnej technologii projektu jądrowego.

³⁷ IAEA Nuclear Safety and Security Glossary, Terminology Used in Nuclear Safety, Nuclear Security, Radiation Protection and Emergency Preparedness and Response, 2022 (Interim) Edition.

Podsumowanie części I

Przepisy dozoru technicznego stanowią krajowe ramy bezpieczeństwa jądrowego dla urządzeń i urządzeń technicznych znajdujących się w elektrowni jądrowej. Ramy te mają bezpośrednią podstawę prawną w prawie Unii Europejskiej na skutek implementacji Dyrektywy Euratom [7] ustanawiającej ramy bezpieczeństwa jądrowego na poziomie unijnym. Wdrożenie Dyrektywy spowodowało objęcie instytucją dozoru technicznego, w tym warunkami technicznymi dozoru technicznego, urządzeń w elektrowni jądrowej. Przy czym w ramach krajowych ram prawnych dozoru technicznego wyróżniono odrębną od konwencjonalnej regulację aktów wykonawczych do ustawy o dozorcze technicznym, tj. rozporządzenie rodzajowe EJ [13] określające rodzaje urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej oraz rozporządzenie o warunkach EJ [14] ustanawiające specjalne wymagania dla tych urządzeń.

Przepisy dozoru technicznego stanowią istotną część krajowych ram prawnych, regulacyjnych i organizacyjnych bezpieczeństwa jądrowego elektrowni jądrowych, a Urząd Dozoru Technicznego (obok innych organów) tworzy krajowy system koordynacji kontroli i nadzoru nad obiektami jądrowymi. Prezes UDT stanowi ekspercki organ regulacyjny w zakresie urządzeń oraz urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej. Kluczowa rola UDT wynika ze 115-letniego doświadczenia w nadzorze publicznym nad urządzeniami technicznymi, w tym kotłami i urządzeniami ciśnieniowymi.

Na podstawie delegacji ustawowej określonej w art. 5 ust. 4 ustawy o dozorcze technicznym [6], w tym wydanego na jej podstawie rozporządzenia rodzajowego EJ [13], dozorem technicznym w elektrowni jądrowej objęto dwie kategorie urządzeń. *Primo*, urządzenia techniczne mogące stwarzać konwencjonalne zagrożenia od ciśnienia, przemieszczania ludzi lub ładunków oraz rozprzestrzeniania się materiałów niebezpiecznych, które dotychczas były objęte kompetencją UDT poza elektrowniami jądrowymi. *Secundo*, urządzenia mogące stwarzać zagrożenia wynikające z promieniowania jonizującego z elektrowni jądrowej, które stanowią nowe rodzaje urządzeń lub nowo zdefiniowane rodzaje urządzeń objęte kompetencją UDT. Określone urządzenia lub urządzenia techniczne mogą generować hybrydę zagrożeń konwencjonalnych oraz zagrożeń jądrowych.

Rozporządzenie rodzajowe EJ [13] opiera się na dobrych praktykach projektowania i eksploatacji obiektów jądrowych, stanowiących zalecenia Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej oraz Stowarzyszenia Zachodnioeuropejskich Organów Nadzoru Instalacji Jądrowych (WENRA/RHWG). Te same zalecenia były podstawą wydania kilku zasadniczych rozporządzeń wykonawczych do ustawy Prawo atomowe. Przepisy dozoru technicznego oraz przepisy prawa atomowego łączą zatem podobne

źródła wynikające z wytycznych organizacji międzynarodowych zajmujących się bezpieczeństwem jądrowym.

Nowe rodzaje urządzeń lub nowo zdefiniowane rodzaje urządzeń podlegających dozorowi w elektrowni jądrowej w stosunku do konwencjonalnych urządzeń technicznych stanowią przede wszystkim urządzenia mogące stwarzać zagrożenia związane z bezpieczeństwem jądrowym i ochroną radiologiczną, w tym większość z nich stanowią urządzenia ciśnieniowe. Wśród nich najistotniejszy rodzaj urządzeń objęty dozorem, w szczególności ze względu na pełnione przez nie funkcje bezpieczeństwa oraz ze względu na możliwość rozprężenia radioaktywnych cieczy lub gazów znajdujących się pod ciśnieniem różnym od atmosferycznego, stanowią urządzenia składające się na obieg chłodzenia reaktora oraz inne urządzenia związane z tym obiegiem. Niemniej jednak, z uwagi na wyłączenie konwencjonalnej regulacji dozoru technicznego (tj. rozporządzenia rodzajowego konwencjonalnego [11]) z obszaru energetyki jądrowej, konieczne było objęcie konwencjonalnych urządzeń technicznych w ramach rozporządzenia rodzajowego EJ [13]. Z uzasadnienia do projektu rozporządzenia wynika, że urządzenia te mają być stosowane zarówno podczas budowy, jak i eksploatacji elektrowni jądrowej, i w związku z tym istniała potrzeba określenia podstawy prawnej umożliwiającej objęcie ich dozorem technicznym w elektrowni jądrowej.

Ponadto, rozporządzenie o warunkach EJ [14] różnicuje wymagania techniczne dla urządzeń i urządzeń technicznych w elektrowni jądrowej w zależności od klasyfikacji bezpieczeństwa systemu, elementu konstrukcji lub wyposażenia, którą będzie objęta część urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej. Ze względu na wskazaną klasyfikację prawodawca wyróżnił w ramach rozporządzenia o warunkach EJ [14] trzy grupy urządzeń, do których odnoszą się wymagania rozporządzenia: 1. urządzenia należące do odpowiedniej klasy bezpieczeństwa, które mają istotne znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego (§ 4 ust. 1 rozporządzenia o warunkach EJ); 2. urządzenia, dla których nie określono klasy bezpieczeństwa, mające znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej inne niż istotne (§ 4 ust. 2 rozporządzenia o warunkach EJ [14]); 3. urządzenia techniczne niemające znaczenia dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (§ 6 rozporządzenia o warunkach EJ [14]). Podział ten koreluje z rodzajami urządzeń określonymi w rozporządzeniu rodzajowym EJ [13], a także z wytycznymi Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej oraz ze stosowaną przez tę organizację terminologią. W zależności od kwalifikacji danego urządzenia do jednej z trzech grup urządzeń określonych w rozporządzeniu rodzajowym EJ [13] do urządzenia będą mieć zastosowanie różne wymagania techniczne, które zostaną scharakteryzowane w kolejnej części artykułu.

Notka o autorze

Mateusz Łukaszczyk – radca prawny, główny specjalista w Wydziale Energetyki Jądrowej Departamentu Techniki Urzędu Dozoru Technicznego, uczestnik VI edycji programu Ministerstwa Nauki i Szkolnictwa Wyższego „Doktorat wdrożeniowy”, w dyscyplinie nauki prawne na Uniwersytecie im. Adama Mickiewicza w Poznaniu w współpracy z Urzędem Dozoru Technicznego, temat projektu (doktoratu): „Przepisy i normy techniczne w zapewnieniu bezpieczeństwa ciśnieniowych instalacji przemysłowych”

Literatura

I. Akty normatywne (ułożono chronologicznie)

1. Ustawa z dnia 31 maja 1921 r. o nadzorze nad kotłami parowymi (Dz. U. 1921 Nr 50, poz. 303).
2. Ustawa z dnia 24 marca 1933 r. o nadzorze nad zbiornikami pod ciśnieniem (Dz. U. 1933 Nr 28, poz. 234).
3. Ustawa z dnia 19 listopada 1987 r. o dozorze technicznym (Dz. U. 1987 Nr 36, poz. 202).
4. Konwencja bezpieczeństwa jądrowego, sporządzona w Wiedniu dnia 20 września 1994 r. (Dz. U. 1997 Nr 42, poz. 262).
5. Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. Prawo atomowe (Tekst jedn. Dz. U. 2026 poz. 1).
6. Ustawa z dnia 21 grudnia 2000 r. o dozorze technicznym (Tekst jedn. Dz. U. 2024 poz. 1194).
7. Dyrektywa Rady 2009/71/Euratom z dnia 25 czerwca 2009 r. ustanawiająca wspólnotowe ramy bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych (Dz. Urz. UE L 172 z dnia 02.07.2009, s. 18–22 i Dz. Urz. UE L 219 z dnia 25.07.2014, s. 42–52) (consolidated text EUR-Lex-02009L0071-20140814)
8. Ustawa z dnia 13 maja 2011 r. o zmianie ustawy – Prawo atomowe oraz niektórych innych ustaw (Dz. U. 2011 Nr 132, poz. 766).
9. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa przeprowadzanych przed wystąpieniem z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego, oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego (Dz.U. 2012 poz. 1043).
10. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego (Dz.U. 2012 poz. 1048).
11. Rozporządzenia Rady Ministrów z dnia 7 grudnia 2012 r. w sprawie rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu (Dz. U. 2012 poz. 1468).
12. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 11 lutego 2013 r. w sprawie wymagań dotyczących rozruchu i eksploatacji obiektów jądrowych (Dz.U. 2013 poz. 281).
13. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 17 grudnia 2013 r. w sprawie rodzajów urządzeń technicznych podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej (Dz. U. 2014 poz. 111).
14. Rozporządzenie Ministra Rozwoju z dnia 20 maja 2016 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego dla urządzeń technicznych lub urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej (Dz. U. 2016 poz. 909).

II. Dokumenty normalizacyjne (ułożono chronologicznie)

15. IAEA GS-G-4.1 (2004) *Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants*.
16. WENRA/RHWG *Reactor Safety Reference Levels* (2008).
17. WENRA/RHWG *Safety Objectives for New Power Reactors* (2009).
18. IAEA DS367 (2011) *Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants*.

19. IAEA *Safety of Nuclear Power Plants: Design, SPECIFIC SAFETY REQUIREMENT, No. SSR-2/1* (2012).
20. IAEA *Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants. Specific Safety Guide No. SSG-30* (2014).
21. IAEA *Safety of Nuclear Power Plants: Design, SPECIFIC SAFETY REQUIREMENT, No. SSR-2/1 (Rev. 1 – 2016)*.
22. *Report WENRA/RHWG Safety Reference Levels for Existing Reactors 2020*.
23. IAEA *Specific Safety Guide SSG-61 (2021), Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants*.
24. IAEA *Nuclear Safety and Security Glossary, Terminology Used in Nuclear Safety, Nuclear Security, Radiation Protection and Emergency Preparedness and Response, 2022 (Interim) Edition*.

III. Literatura przedmiotu (ułożono alfabetycznie)

25. B. Fischer, *Prawne aspekty norm technicznych. Normalizacja jako wsparcie legislacji administracyjnej*, Wolters Kluwer, Warszawa 2017.
26. W. Kielbasa, *Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych z reaktorami generacji III/III+. Część II: Główne cechy bezpieczeństwa EJ z reaktorami generacji III+*, Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna, wydanie 3-4 (118) 2020.
27. A. Kochmański, K. Zasada, *Przepisy, technologie i urządzenia w obszarze energetyki jądrowej*, Inspektor – Technika i Bezpieczeństwo, wydanie 1/2025.
28. A. Kochmański, K. Zasada, *Przepisy, technologie i urządzenia w obszarze energetyki jądrowej*, Inspektor – Technika i Bezpieczeństwo, Energetyka jądrowa, wydanie specjalne – październik 2025.
29. L. Koncewicz, *Nowy słownik podręczny łacińsko-polski*, Księgarnia Wyszowska G. Dorn Warszawa, 1924-1939.
30. M. Krawczyk, „*Niezorganizowane*” *prawo administracyjne na tle norm wiedzy i norm technicznych*, w: *Niezorganizowane źródła prawa administracyjnego*, pod red. J. Supernat, Wolters Kluwer, Warszawa 2022.
31. R. Mróz, *Energetyka jądrowa – uzgadnianie dokumentacji*, Inspektor – Technika i Bezpieczeństwo, Energetyka jądrowa, wydanie specjalne – październik 2025.

IV. Inne źródła

32. Druk sejmowy nr 3939 z 2011 r. (2011-03-01) – uzasadnienie rządowego projektu ustawy o zmianie ustawy – Prawo atomowe oraz o zmianie niektórych innych ustaw:
<https://orka.sejm.gov.pl/Druki6ka.nsf/wgdruk/3939>.
33. Uzasadnienie do projektu rozporządzenia Rady Ministrów w sprawie rodzajów urządzeń technicznych lub urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej z dnia 13.11.2012 r. (projekt nr RD24):
<https://legislacja.rcl.gov.pl/projekt/77374>.
34. *NRC Regulations Title 10, Code of Federal Regulations*;
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/index>.
35. Matzie R, *The AP1000 Reactor, Nuclear Renaissance Option, September 26, 2003, Westinghouse*,
<https://pdfs.semanticscholar.org/8fc2/22a4aa2980c9090af3aa4e485f080114a790.pdf>

V. Strony internetowe

36. <https://www.udt.gov.pl/kim-jestesmy/historia-udt>
37. <https://www.mhi.com/news/200710231202.html>
38. <https://wenra.eu/publications>
39. https://nuclearstreet.com/nuclear-power-plants/w/nuclear_power_plants/containment-isolation

Jak pisać o atomistyce?

How to write about atomics?

Wojciech Głuszewski
Instytut Chemii i Techniki Jądrowej

Streszczenie: W artykule zwrócono uwagę na kilka kwestii nomenklaturowych, które mają istotne znaczenie dla zrozumienia problematyki oddziaływania promieniowania jonizującego na materię. Poruszono m.in. kwestie radiacyjnego utrwalania ziół, przypraw ziołowych, suszonych grzybów, suplementów diety, fitofarmaceutyków i żywności. Podkreślono unikatowe cechy technologii radiacyjnych, które powodują, że opłaca się budować stosunkowo kosztowne źródła promieniowania dużej mocy. Przedstawiono wyniki własnych badań nad efektem ochronnym związków aromatycznych w radiolizie związków organicznych oraz radiolizie wodnych roztworów tlenku grafenu.

Słowa kluczowe: Napromieniowanie, radioliza polimerów, efekt ochronny, tlenek grafenu, radiacyjne utrwalanie żywności.

Abstract: *This article highlights several nomenclature issues that are crucial for understanding the effects of ionizing radiation on matter. In particular, it addresses the radiation preservation of herbs, spices, dried mushrooms, dietary supplements, phytopharmaceuticals, and food. It highlights the unique features of radiation technologies that make it worthwhile to build relatively expensive high-power radiation sources. The results of our own research on the protective effect of aromatic compounds in the radiolysis of organic compounds and the radiolysis of aqueous solutions of graphene oxide are presented.*

Keywords: *Irradiation, radiolysis of polymers, protective effect, graphene oxide, radiation preservation of food.*

Renesans energetyki jądrowej w naszym kraju powoduje, że ukazuje się wiele tekstów na temat bezpiecznego wykorzystania dla dobra społeczeństwa zjawisk, procesów i technik jądrowych, zwanych ogólnie atomistyką w zakresie przetwarzania energii, rozwoju przemysłu i rolnictwa, kosmonautyki, nauki oraz ochrony zdrowia, dóbr kultury i środowiska.

Jednak pisanie o atomistyce nie jest proste i wymaga zwykle wielu lat studiów oraz praktyki zawodowej [1, 2]. Łatwo jest nawet nieświadomie wypaczyć sens informacji, stosując nieadekwatne terminy. Przykładem jest słowo **napromieniowanie**, czyli traktowanie materii promieniowaniem jonizującym. Pochodzi ono od pojęcia promieniotwórczości, które do nauki wprowadziła Maria Skłodowska-Curie. W powszechnym użyciu jest również krótszy termin – **napromienienie**. Znajduje się on w słowniku języka polskiego, można go stosować, chociaż jest mniej

elegancki, bo musiałby się wywodzić od „promienienia”. Analogicznie specjalistę w dziedzinie polimerów można poznać po tym, że rzadko używa zwrotu tworzywa sztuczne. W odróżnieniu od języka niemieckiego, w którym *Kunststoffe* oznacza tworzywa polimerowe i sztukę, w Polsce sztuczność jest raczej przeciwieństwem sztuki i postrzegana jest zwykle jako gorszy substytut czegoś super naturalnego.

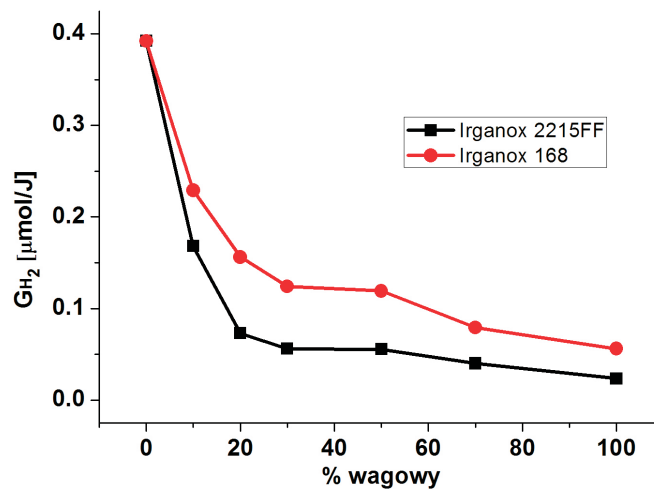
Niestety zamiennie z napromieniowaniem stosuje się również zwrot **naświetlanie**. Jest to powszechne wśród specjalistów z zakresu medycyny nuklearnej i radiologii. Mówi się również często o naświetlaniu neutronami, chociaż nie jest to promieniowanie elektromagnetyczne, ale korpuskularne. Naświetlanie to termin z fotochemii, nauki co prawda pokrewnej radiochemii i chemii radiacyjnej, ale rozwijanej oddzielnie. Nie jest to jedynie kwestia nomenklaturowa. Różnica między oddziaływaniem światła

i promieniowania jonizującego na materię jest zasadnicza. Światło w szczególności w zakresie widzialnym i UV jest pochłaniane w sposób selektywny przez grupy chromoforowe i dotyczy w przypadku materiałów nietransparentnych tylko powierzchni. Natomiast promieniowanie jonizujące nie ma możliwości wyboru i działa na wszystkie składniki proporcjonalnie do ich udziałów procentowych (ściślej mówiąc wkładów elektronowych). Pochłaniane jest w objętości materii głównie przez składnik dominujący, czyli matrycę. Na przykład niewielkie (rzędu 1%) ilości fotostabilizatorów wystarczają do skutecznego zabezpieczenia tworzywa polimerowego przed działaniem światła. Te same ilości dodatku są dla promieniowania jonizującego praktycznie niewidzialne. Co prawda antyoksydanty i fotostabilizatory to w większości związki aromatyczne i z tego powodu mogą działać ochronnie w radiolizie polimerów, ale poprzez przeniesienia energii, ładunku lub wolnego rodnika. Energia z przypadkowo powstałego w matrycy gniazda jonizacji transportowana jest do aromatycznych dodatków, na których jest rozpraszana najczęściej w formie ciepła.

Działanie antyoksydantów badane jest również w innych dziedzinach, np. medycynie, kosmetologii lub diecie. Zakłada się ogólnie, że wolne rodniki są zmiatane w wyniku reakcji z antyutleniaczami. Doświadczenia z zakresu chemii radiacyjnej polimerów pokazują jednak, że działanie ochronne może zachodzić już na pierwotnym, jonowym etapie [3]. Inaczej mówiąc, związek ochronny raczej zapobiega powstawaniu rodników, niż powoduje ich zmiecenie. Taki mechanizm, w odróżnieniu od przeniesienia rodnika, nie wymaga konformacyjnych zmian łańcucha polimerowego. Dowodem na to są charakterystyczne nieliniowe zależności wydajności radiolitycznego wodoru w funkcji zawartości antyoksydantów w tworzywach. Oderwanie atomu wodoru od łańcucha polimeru związane jest z wytworzeniem wolnego rodnika. Tak więc, podwojona wartość G_{H_2} daje pogląd o ich liczbie. Gdyby zjawiska ochronne powodowane były wyłącznie reakcjami wolnorodnikowymi, to wykresy byłyby prostoliniowe. Atomy wodoru odrywane byłyby w podobnej liczbie niezależnie od zawartości antyutleniacza. Odstępstwo od addytywności jest miarą efektu ochronnego.

Podstawowe przemiany zachodzące w skomplikowanych organizmach żywych łatwiej badać na prostych polimerach syntetycznych. Jako przykład opisany został wpływ dwóch popularnych antyoksydantów typu Irganox na radiolizę pierwotnego polipropylenu (PP). Polimer pobrano bezpośrednio z linii technologicznej przed dodaniem standardowych stabilizatorów, bez których byłby bezużyteczny. Już niewielkie ilości związku aromatycznego obniżały wydajność wodoru kilkukrotnie (rys. 1).

Nieco inaczej zachodzi radioliza w fazie ciekłej. Gdybyśmy wyobrazili sobie barwnik lub farmaceutyk rozpuszczony w wodzie, to może on ulegać przemianom chemicznym, ale nie w wyniku bezpośredniego trafienia gniazdem jonizacji, lecz w efekcie reakcji z produktami radiolizy



Rys. 1. Zależność radiolitycznie odrywanego wodoru od PP w funkcji zawartości antyoksydantów. Obróbkę radiacyjną prowadzono za pomocą promieniowania gamma dla dawek: 10, 15, 25, 30, 50 kGy. Na wykresie podano wartości średnie G_{H_2} .

Fig. 1. Dependence of radiolytically abstracted hydrogen from PP as a function of antioxidant content. Radiation treatment was carried out using gamma radiation at doses of 10, 15, 25, 30, and 50 kGy. The graph shows the average G_{H_2} values.

matrycy (H_2O), czyli: rodnikami hydroksylowym ($\bullet OH$), hydroperoksylowym ($\bullet OOH$) oraz uwodnionym elektronem (e^-_q). Paradoksalnie więc wydajność takich przemian może maleć ze zwiększeniem stężenia substratu. Zmniejsza się bowiem w tym przypadku zawartość matrycy, a więc i liczba indywidualów, które decydują o wydajności reakcji.

Na przykład roztwór wodny formy utlenionej grafenu można radiacyjnie zredukować do grafenu uwodnionym elektronem (zmiana barwy roztworu z przezroczystego na żółty lub czarny). Aby reakcja mogła zajść, musimy zmieść powstający równoległy z elektronem rodnik hydroksylowy (utleniacz) np. za pomocą bisfenolu lub konserwantów obecnych w popularnych napojach (fot. 1). Można w ten oryginalny sposób ocenić właściwości antyoksydacyjne wybranych wyrobów spożywczych.



Fot. 1. Czarna zawieszyna grafenu w wodzie po redukcji roztworu GO w źródle promieniowania gamma Gammacell 5000 (antyutleniacze: bisfenol i dodatek piwa Kasztelan) (źródło: IChTJ).

Photo 1. Black graphene suspension in water after reduction of GO solution in the Gammacell 5000 gamma radiation source (antioxidants: bisphenol and Kasztelan beer additive) (source: IChTJ).

Zupełnym nieporozumieniem jest natomiast zamienne używanie **napromieniowania** i **promieniotwórczości**, w szczególności w informacjach prasowych, radiowych, telewizyjnych, internetowych oraz książkach, grach komputerowych i tłumaczeniach filmów. Na wstępie zwykle podaje się wielkość aktywności promieniotwórczej np. herbaty na poziomie 1100 Bq/kg z komentarzem, że „napromieniowana” herbata dwa razy przekracza normę. Jeszcze dalej tłumaczy się, co to jest „promieniowanie radioaktywne”. Pomijam fakt, że każdy z nas jest również źródłem promieniowania jonizującego (głównie od ^{40}K – β^- , β^+ , wychwyty K) na poziomie 62 Bq/kg. Tak więc osoba, która pisała o „napromieniowaniu” herbaty, sama była źródłem promieniowania około 4000 Bq i ewentualne kilka gramów herbaty na pewno by jej nie zaszkodziło. Innym przykładem jest komunikat o zatrzymaniu na granicy przez dozometryczną bramkę „napromieniowanego” banknotu. Oczywiście nie był on napromieniowany, ale zabrudzony radionuklidem. Natomiast banknoty lub inne dokumenty można w czasie pandemii wyjaławiać radiacyjnie np. wiązką elektronów. Po takim zabiegu będą bezpieczne bakteriologicznie i radiologicznie.

Prawdziwy problem polega jednak na tym, że promieniowanie jonizujące jest komercyjnie stosowane do utrwalania: ziół, przypraw ziołowych, suszonych grzybów, żywności, fitofarmaceutyków i suplementów diety. Obróbka radiacyjna wiązką elektronów, promieniowaniami gamma lub hamowania nie wzbudza oczywiście promieniotwórczości. Teoretycznie jest to możliwe w wyniku reakcji fotojądrowych, ale musiano by użyć bardzo wysokich energii promieniowania elektromagnetycznego. Paradoksalnie ten przypadek nie dotyczy źródeł kobaltowych i cezowych, w których energie promieniowania gamma są o rząd wielkości mniejsze od progu aktywacji. Formalnie promieniowanie gamma emitowane jest przez produkty rozpadu ^{60}Co i ^{137}Cs , czyli ^{60}Ni – 1,17 i 1,133 keV oraz ^{137}Ba – 662 keV. Można natomiast liczyć się z powstaniem niewielkiej liczby kwantów wysokoenergetycznego promieniowania hamowania w technikach akceleratorowych. Jednak przy energii elektronów na poziomie kilkunastu MeV wydajność konwersji jest niewielka, a liczba kwantów o maksymalnej energii elektronów jeszcze mniejsza (tab. 1).

Dodatkowo powstające radionuklidy są krótkożyciowe. Przez wiele lat do sterylizacji z powodzeniem stosowano wiązki elektronów o energii 13 MeV. Jednak, aby zapobiec wszelkim dyskusjom dotyczącym głównie radiacyjnej konserwacji żywności, Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej zaleca ograniczenie energii przemysłowych akceleratorów do 10 MeV.

Warto wyjaśnić, że konserwacja wybranych rodzajów produktów spożywczych za pomocą promieniowania jonizującego jest legalna i posiada akceptację Głównego Inspektora Sanitarnego. Jedyne warunki jest oznaczenie na opakowaniu sposobu utrwalania. Z tym niestety jest problem. Producenci obawiają się, że konsumenci będą mylić napromieniowanie z promieniotwórczością i nie chcą umieszczać informacji o napromieniowaniu. Aby uniknąć kłopotów, zastępują obecnie techniki radiacyjne tradycyjną obróbką termiczną (dwa razy para wodna 120°C) lub chemiczną.

W literaturze można spotkać używaną dawniej jednostkę dawki pochłoniętej promieniowania jonizującego – Rad. Nie ma ona jednak związku z nazwą pierwiastka (Ra) a jest skrótem od angielskiego *radiation absorbed dose*.

Unikatowość radiacyjnej higienizacji polega na tym, że nie powoduje praktycznie zmian organoleptycznych w żywności. Energia promieniowania jonizującego jest odkładana w sposób niehomogeniczny w stosunkowo nielicznych tzw. gniazdach jonizacji. Zakładając średnią wartość energii jonizacji na poziomie 35 eV, jedno gniazdo jonizacji przypadnie na 3000 makromolekuł o liczbie masowej 1000. Tak więc zmiany, podkreślam jedynie chemiczne, dotyczą ilości materiału na poziomie promila. Natomiast konserwacja wodną parą działa na cały produkt, dając w pewnym sensie wyrób trzeciego parzenia. Podsumowując, nomenklaturowe nieporozumienia spowodowały, że na rynku są gorszej jakości wyroby, a techniki radiacyjnej konserwacji stosuje się jedynie w wojsku, kosmonautyce lub medycynie.

W kraju działają cztery laboratoria identyfikacji napromieniowania żywności. Nazwa „napromieniowania” nie jest przypadkowa, bowiem nie ściga się „napromieniowanej” żywności, lecz jedynie brak informacji o obróbce radiacyjnej. Nawiasem mówiąc, tak stosunkowo skompli-

Tabela 1. Progi energetyczne dla reakcji fotojądrowych dla wybranych pierwiastków.

Table 1. Energy thresholds for photonuclear reactions for selected elements.

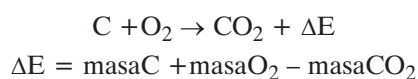
Reakcja fotojądrowa	Próg energetyczny	Okres półtrwania	Rodzaj promieniowania
$^2\text{D}(\gamma, n)^1\text{H}$	2,22 MeV	stabilny	
$^9\text{Be}(\gamma, n)2\ ^4\text{He}$	1,67 MeV	stabilny	
$^{65}\text{Cu}(\gamma, n)^{64}\text{Cu}$	10,2 MeV	12 godzin	β^+ (61%), β^- (39%)
$^{63}\text{Cu}(\gamma, n)^{62}\text{Cu}$	10,9 MeV	10 minut	β^+
$^{64}\text{Zn}(\gamma, n)^{63}\text{Zn}$	13,8 MeV	9 minut	β^+
$^{16}\text{O}(\gamma, n)^{15}\text{O}$	16,3 MeV	2,1 minuty	β^+
$^{12}\text{C}(\gamma, n)^{11}\text{C}$	18,7 MeV	21 minut	β^+

kowane analityczne metody identyfikacji napromieniania są rozwijane w instytucjach zajmujących się radiacyjną konserwacją żywności. Uważa się, że gdyby nie było wiarygodnych sposobów wykrycia napromieniania, radiacyjne techniki mogłyby być zupełnie zakazane.

Mówiąc o terminologii, warto wspomnieć o wymienionej już w tekście **radiolizie**. Maria Skłodowska-Curie i Piotr Curie opublikowali w roku 1899 artykuł, w którym opisali: wydzielanie się produktów gazowych z wodnych roztworów pierwiastków promieniotwórczych, utlenianie tlenu do ozonu, zmianę barwy szkła i ceramiki oraz żółknięcie i kruszenie się papieru [4]. Była to pierwsza praca z zakresu chemii radiacyjnej. Głównym produktem gazowym był wodór, a więc drugim musiał być tlen. Zjawisko to przez analogię do elektrolizy Skłodowska nazwała radiolizą. M. Kernbaum udowodnił, że tlen jako produkt działania promieniowania na wodę pozostaje w niej w formie H_2O_2 [5]. Ostatecznie termin przyjęli jednak w nauce i oznacza obecnie ogół procesów chemicznych wywołanych działaniem promieniowania na materię. Oczywiście nie ma on nic wspólnego z elektrolizą. Późniejsze badania pokazały, że ilość energii odłożona w gniazdach jonizacji jest tak duża, że pierwotne zjawiska radiolizy można raczej przyrównać do gorącej plazmy niż elektrolizy. To że radiacyjne procesy są średnio niskotemperaturowe, wynika ze stosunkowo niewielkiej liczby gniazd jonizacji [6, 7, 8].

Jak wiadomo, Maria Skłodowska-Curie wyjaśniła istotę zjawiska naturalnej promieniotwórczości i przy okazji odkryła dwa pierwiastki: polon i rad. Zawdzięczamy jej również dostarczenie nauce rewolucyjnego, jak na tamte czasy, analitycznego narzędzia poznania mikroświata, jakim było promieniowanie alfa. W eksperymencie ze złotą folią Ernest Rutherford wykazał, że są to jądra atomu helu. Z ich pomocą zbadano strukturę budowy atomu. O tym, że praktycznie cała masa atomu skupiona jest centralnie w stosunkowo małej objętości, Ernest Rutherford poinformował w roku 1911. Tak więc Maria Skłodowska-Curie dokonała największych swoich odkryć, nie znając budowy atomu.

Początkowo nie było znane pojęcie jądra atomowego, a więc badania dotyczyły ogólnie atomistyki. Współcześnie, obok klasycznej chemii, studiować można również chemię jądrową i radiacyjną. Często mówiąc o **energetyce jądrowej**, zamiennie stosuje się termin **energetyka atomowa**. Mamy Państwową Agencję Atomistyki, Międzynarodową Agencję Energii Atomowej, Polski Atom itd. Jednak formalnie to elektrownie opalane np. węglem można również nazwać atomowymi. Energia przetwarzana jest w nich w wyniku reakcji między atomami i cząsteczkami. Co więcej, należy pamiętać, że równanie Einsteina ($E = mc^2$) ma charakter uniwersalny i nie dotyczy oczywiście tylko reakcji jądrowych.



Do obliczeń można przykładowo wykorzystać Elektrownię Bełchatów, która przetwarza 28 TWh ($10^{17}J$) energii rocznie, spalając węgiel brunatny. Celowo piszę o przetwarzaniu energii, której – jak wiadomo – nie jesteśmy w stanie podobnie jak materii wytworzyć. Jedyne, co możemy, to przetwarzać jedną formę energii w inną. Oczywiście powszechnie mówi się o produkcji energii, ale praktycznie jest to niemożliwe. Obowiązuje zasada zachowania energii, zgodnie z którą jest ona *constans*. Można ewentualnie mówić o wytworzeniu konkretnej formy energii, np. energii eklektycznej. Podobnie przenosi się mówienie o odnawialnej energii. Nie można jej wytworzyć, a więc i odnowić. Jest to uproszczenie, które w gruncie rzeczy mówi jedynie o wykorzystaniu energii słonecznej, a więc energii termojądrowej. Energia ta przetwarzana jest z niewielką zresztą wydajnością, ale w olbrzymiej skali w jądrze Słońca. Ciepło z wnętrza Słońca wędruje do korony około 30 milionów lat, a stamtąd już ekspresowo (8 minut 19 s) do naszej atmosfery. Tak na marginesie w Prawie atomowym zapisano granicę między promieniowaniem jonizującym i niejonizującym na poziomie 100 nm (nanometrów). Jest to maksymalna energia promieniowania UV, jaka dociera w widmie słonecznym do Ziemi. Promieniowanie to jest w całości pochłaniane przez atmosferę, która z punktu widzenia ochrony radiologicznej stanowi równoważność kilku metrów betonu. Pierwsze energie jonizacji całego szeregu pierwiastków są zresztą znacznie niższe od zapisanych w prawie (12,4 eV). Wybranie najniższej energii jonizacji fransu byłoby jednak niepraktyczne. Reasumując, ewentualnego poparzenia słonecznego nie można zgłaszać jako wypadku radiacyjnego. Energię słoneczną wykorzystujemy natomiast w fotowoltaice, produkcji biopaliw, energetyce wiatrowej, wodnej oraz w postaci zgromadzonych w długim okresie paliw kopalnych. Warto jednak pamiętać, że została ona przetworzona w reakcjach termojądrowych i to w czasie, kiedy przodek człowieka chodził na czworakach. Wracając do elektrowni w Bełchatowie, np. jeżeli wartość przetwarzanej tam energii podzielimy przez kwadrat szybkości światła ($9 \cdot 10^{16} (m/s)^2$), to otrzymamy około 1,12 kg. O tyle masa powstałego dwutlenku węgla będzie mniejsza od sumy mas tlenu i węgla zużytych do spalania.



Rys. 2. Międzynarodowy znak oznaczający żywność konserwowaną radiacyjnie.

Fig. 2. International symbol for food preserved by radiation.



Fot. 2. Instalacja do konwersji wiązki elektronów na promieniowanie hamowania nowego akceleratora w Stacji Sterylizacji Radiacyjnej Wyrobów Medycznych i Przeszczepów w IChTJ (źródło: IChTJ).

Photo 2. Installation for converting electron beam to braking radiation of a new accelerator in the Radiation Sterilization Station for Medical Devices and Transplants at the Institute of Nuclear Chemistry and Nuclear Technology (source: IChTJ).

Autorzy tekstów i prezentacji na temat atomistyki niezależnie, czy dotyczy ona radiochemii, czy chemii radiacyjnej, najczęściej wykorzystują symbole ostrzegające przed promieniowaniem jonizującym. Jeżeli mowa jest o radionuklidach lub źródłach promieniowania, to jest to uzasadnione. Natomiast w kontekście radiacyjnej sterylizacji, utrwalania żywności oraz modyfikacji polimerów sprawia wrażenie, że dotyczy to również napromieniowanego materiału. Jeżeli piszemy o produkcie modyfikowanym promieniowaniem jonizującym, to znacznie lepiej stosować w prezentacjach sympatyczny, zielony znak radury. Znak ten jest obowiązkowy w przypadku żywności konserwowanej radiacyjnie.

Jeszcze parę słów na temat promieniowań: X, rentgenowskich i hamowania. Termin X Rentgen zaproponował, gdy nie wiedział jeszcze, z czym ma do czynienia. Współcześnie wiemy, że ma ono dwie składowe. Pierwsza, o charakterze subtelnym, związana jest z przeskokiem elektronu z wyższego stanu energetycznego. Zjawisko to stosuje się np. we fluorescencji rentgenowskiej do identyfikacji pierwiastkowej. Druga składowa jest wynikiem hamowania elektronów na jądrach atomów i nazywana jest promieniowaniem hamowania. Ten rodzaj promieniowania jest obecnie komercyjnie stosowany (fot. 2) do modyfikacji materiałów (np. sterylizacji radiacyjnej). Promieniowanie hamowania ma większą energię niż promieniowanie od wzbudzonych jąder ^{59}Ni (produkt beta rozpadu ^{60}Co).

Aby uniknąć nieporozumień, proponuje się pierwszy rodzaj promieniowania nazywać rentgenowskim, a drugi hamowania. Na koniec polecam odwiedzenie Muzeum Lamp Rentgenowskich w Opolu. Znajduje się tam replika

miniaturowej lampy do fluorescencji rentgenowskiej, wyprodukowana przez amerykańską firmę Moxtek, która wylądowała w łaziku Perseverance na Marsie.

Notka o autorze

dr inż. Wojciech Głuszewski – adiunkt w Centrum Badań i Technologii Radiacyjnych Instytutu Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie. Chemik radiacyjny. Specjalista w zakresie technologii radiacyjnych i dozymetrii promieniowania jonizującego. Zajmuje się problematyką radiacyjnej modyfikacji tworzyw polimerowych, a także zagadnieniami wykorzystania technik jądrowych w identyfikacji i konserwacji obiektów o znaczeniu historycznym. Sekretarz Towarzystwa Marii Skłodowskiej-Curie w Hołdzie.

Literatura

1. Głuszewski W.: *Sprawdzian z wiedzy o nukleonice cz. I*, Przegląd Techniczny, 19/20, 2019, 22–27.
2. Głuszewski W.: *Sprawdzian z wiedzy o nukleonice – cz. II*, Przegląd Techniczny, 21, 2019, 23–24.
3. Głuszewski W.: *Zjawiska ochronne w chemii radiacyjnej polipropylenu*, Praca doktorska, 2008 r.
4. *Effets chimiques produits par les rayonnements de Becquerel*. M. et Mme P. CURIE. Comptes rendus de l'Académie des Sciences, t. CXXIX, p. 823 (20 novembre 1899).
5. Kernbaum M.: *Action chimique sur l'eau des rayons pénétrations du radium*, C. R. Acad. Sci. Paris, 1909, 148, 705, 149, 116: Le radium, 1909, 6, 126.
6. Curie M.: *Sur l'étude des courbes de probabilité relative à la localisation du radon X sur les bactéries*, Compte rendu, 1929, 198, 102.
7. Zagórski Z.P.: *Sterylicacja radiacyjna z elementami chemii radiacyjnej i badań radiacyjnych*, IChTJ, Warszawa 2007, s. 272.
8. Głuszewski W., Zagórski Z.P., Tran Q.K., Cortella L.: *Maria Skłodowska Curie – the precursor of radiation sterilization methods*. „Analytical and Bioanalytical Chemistry” 2011, 400, s. 1577–1582.

Strategic Research Agenda for Radiological Protection in Poland

Strategiczna Agenda Badawcza dla Ochrony Radiologicznej w Polsce

Editors: Paweł Olko⁷, Beata Brzozowska²², Michał Gryziński¹⁰, Paweł Krajewski², Bogusław Michalik⁴ and Jakub Ośko^{10 a}

Authors: Tomasz Bajda¹, Paweł Bilski⁷, Michał Bończyk⁴, Beata Brzozowska²², Kamil Brzoska⁶, Maciej Budzanowski⁷, Mieczysław Budzyński¹⁹, Anna Cwanek⁷, Marek Dohojda¹⁴, Agnieszka Dołhańczuk-Śródka²⁰, Joanna Domienik-Andrzejewska⁸, Joanna Dudała¹, Marcin Dybek⁹, Krzysztof Fornalski¹², Michał Gryziński¹⁰, Dominik Grządziel⁷, Marek Janiak, Aleksandra Jung¹, Joanna Kidoń-Szotysek¹⁵, Aleksandra Klimas²⁴, Krzysztof Kozak⁷, Beata Kozłowska²¹, Paweł Krajewski², Marcin Kruszewski⁶, Paweł Lipiński², Jakub Lukas⁷, Mateusz Łukowski⁵, Maciej Maciak¹⁰, Ewa Mandowska¹⁷, Arkadiusz Mandowski¹⁷, Marek Maryański¹¹, Katarzyna Matusiak¹, Jadwiga Mazur⁷, Bogusław Michalik⁴, Brygida Mielewska¹¹, Jerzy Mietelski⁷, Izabela Milcewicz-Mika⁷, Paweł Możejko¹¹, Anna Mrozik⁷, Paweł Olko⁷, Jerzy Olszewski⁸, Jakub Ośko¹⁰, Marcin Pietrzak¹⁰, Tadeusz Przylibski¹³, Ewelina Pyszka⁷, Małgorzata Sankowska⁷, Anna Sas-Bieniarz⁷, Maciej Sobczyk¹, Piotr Sobotka¹², Sylwester Sommer⁶, Dagmara Strumińska-Parulska¹⁶, Zbigniew Surowiec¹⁹, Grzegorz Szaciłowski¹⁰, Katarzyna Szarłowicz¹, Kamil Szewczak⁵, Katarzyna Szufa¹⁷, Mirosław Szytak-Szydłowski¹², Dagmara Tchorz-Trzeciakiewicz²³, Piotr Tulik¹², Michael Waligórski⁷, Janusz Winiecki³, Katarzyna Wołoszczuk², Karolina Wójciuk¹⁰, Yuriy Zorenko¹⁸

- 1) Akademia Górniczo-Hutnicza, Kraków
- 2) Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej, Warszawa
- 3) Centrum Onkologii, Bydgoszcz
- 4) Główny Instytut Górnictwa – Państwowy Instytut Badawczy, Katowice
- 5) Instytut Agrofizyki PAN, Lublin
- 6) Instytut Chemii i Techniki Jądrowej, Warszawa
- 7) Instytut Fizyki Jądrowej PAN, Kraków
- 8) Instytut Medycyny Pracy, Łódź
- 9) Katowickie Centrum Onkologii
- 10) Narodowe Centrum Badań Jądrowych, Otwock-Świerk
- 11) Politechnika Gdańska
- 12) Politechnika Warszawska
- 13) Politechnika Wrocławska
- 14) Szkoła Główna Gospodarstwa Wiejskiego, Warszawa
- 15) Śląski Uniwersytet Medyczny w Katowicach
- 16) Uniwersytet Gdański
- 17) Uniwersytet Jana Długosza, Częstochowa
- 18) Uniwersytet Kazimierza Wielkiego, Bydgoszcz
- 19) Uniwersytet Marii Curie-Skłodowskiej, Lublin
- 20) Uniwersytet Opolski
- 21) Uniwersytet Śląski
- 22) Uniwersytet Warszawski
- 23) Uniwersytet Wrocławski
- 24) Zagłębiowskie Centrum Onkologii, Dąbrowa Górnicza

^a The article was edited according to the text of the second edition of „SRA for RP in Poland“ from July 2025.

Summary: The Strategic Research Agenda (SRA) for Radiological Protection (RP) in Poland was created as a comprehensive plan for the development of basic research aimed at indicating radiological protection research priorities for the next decade, in the context of the growing importance of nuclear energy, medical applications of radiation, and civil and military threats.

Establishing long-term priorities for research activities will enable the coordination of efforts among various research centres to accomplish the long-term objectives of Poland's science policy. This approach aims to enhance Poland's role in international research projects and develop necessary competencies ahead of the commissioning of the first Polish nuclear power plant, scheduled for 2035. The Agenda aims to outline key research priorities for Poland, aligning with similar European initiatives such as the PIANOFORTE White Paper published in 2025 and the Strategic Research Agenda (SRA) of the European Ionising Radiation Dosimetry Group (EURADOS).

The SRA is divided into four main research areas. The „Human“ area mainly concerns the biological effects of radiation, radiotherapy and exposure to cosmic radiation. The area of „Safety“ includes the issues of accidents and contamination, radio protectors, as well as psychology and communication of threats. In the „Energy“ area, research is postulated that will result in increased work safety in the nuclear industry, better dosimetry and radioactive waste management. In the area of „Environment“, research directions are postulated that will help improve the principles of monitoring, understand the migration of contamination or model the long-term impact of waste. In each of the areas, prospective research directions (perspectives) and corresponding challenges are defined.

RP does not yet have a permanent place in the structure of research funding in Poland. We call for the creation of an interdisciplinary thematic panel at the NCN^b, which would create a permanent institutional framework for the planned and sustainable development of research in the field of RP, meeting both the needs of science and the requirements of public safety.

Streszczenie: *Strategiczna Agenda Badawcza (SAB) dla Ochrony Radiologicznej (OR) w Polsce powstała jako kompleksowy plan rozwoju badań podstawowych mający na celu wskazanie priorytetowych kierunków badań dla ochrony radiologicznej na najbliższą dekadę, w kontekście rosnącego znaczenia energetyki jądrowej, medycznych zastosowań promieniowania oraz zagrożeń cywilnych i militarnych.*

Wytyczenie długoterminowych priorytetów prac badawczych pozwoli na koordynację wysiłków różnych ośrodków naukowych dla realizacji długofalowych celów polityki naukowej państwa polskiego, wzmocnienie roli Polski w międzynarodowych projektach badawczych oraz rozwój kompetencji w obliczu planowanego na 2035 rok uruchomienia pierwszej polskiej elektrowni jądrowej. Agenda jest próbą sformułowania głównych dla Polski priorytetów badawczych w odniesieniu do podobnych inicjatyw europejskich, takich jak opublikowana w 2025 roku biała księga projektu PIANOFORTE czy SAB Europejskiej Grupy Dozymetrii Promieniowania Jonizującego EURADOS.

SAB podzielona jest na cztery główne obszary badawcze. Obszar „Człowiek” dotyczy głównie skutków biologicznych działania promieniowania, radioterapii i ekspozycji na promieniowanie kosmiczne. Obszar „Bezpieczeństwo” obejmuje zagadnienia awarii i skażeń, radioprotektorów oraz psychologii i komunikacji zagrożeń. W obszarze „Energia” postulowane są badania, których efektem będzie zwiększone bezpieczeństwo pracy w energetyce jądrowej, lepsza dozymetria i gospodarka odpadami promieniotwórczymi. W obszarze „Środowisko” postulowane są kierunki badań, które pomogą w ulepszeniu zasad monitoringu, zrozumieniu migracji skażeń czy modelowaniu długoterminowego wpływu odpadów na środowisko. W każdym z obszarów określone są perspektywiczne kierunki badawcze (perspektywy) i odpowiadające im wyzwania.

OR nie ma jeszcze trwałego miejsca w strukturze finansowania badań w Polsce. Postulujemy utworzenie interdyscyplinarnego panelu tematycznego w Narodowym Centrum Nauki (NCN), w którego obszarze zostaną stworzone trwałe ramy instytucjonalne dla planowego i zrównoważonego rozwoju badań z zakresu OR, odpowiadające zarówno potrzebom nauki, jak i wymogom bezpieczeństwa publicznego.

1. Admission

1.1. Introduction

Radiological protection (RP) is an interdisciplinary field of science that deals with the study and implementation of methods for determining and reducing the exposure of humans and the environment to ionizing radiation. Progress in the field of RP concerns not only the practical implementation of methods to reduce exposure to radiation of humans and the environment, but above all

the expansion of knowledge about the mechanisms and effects of radiation. A key role in the development of RP is played by basic research, providing fundamental knowledge on the interaction of ionizing radiation with matter, in particular with living organisms. They consist of the successes of natural sciences, in particular physics, chemistry, biology or geology, medical sciences (medicine, medical biology, genetics, epidemiology, bioengineering) and environmental sciences (ecology, zoology, earth science). Mathematical sciences, in the field of statistics

^b NCN (Narodowe Centrum Nauki) – National Science Center.

and modelling of the mechanisms of hazard formation, and social sciences, especially in the field of communication of hazards and risks associated with exposure to ionising radiation, play an increasingly important role.

The Strategic Research Agenda (SRA) defines the most important research goals for a long-time horizon, usually covering at least the next decade. The point is to indicate priorities and avoid dispersion of efforts of various research centres to achieve the long-term goals of the state or a given organization. Between 2010 and 2020, multiannual research plans were prepared by the so-called research platforms, which group European institutions conducting research in various areas of radiological protection. *The European Radiation Dosimetry Group* (EURADOS), associating over 80 European institutions (including 4 Polish ones), published its SRA in the field of dosimetry in 2010 and updated it in 2020 [1]. Similar agendas have been published by *the Multidisciplinary European Low Dose Initiative* (MELODI) [2], *the European Platform on preparedness for nuclear and radiological emergency response and recovery* (NERIS) [3], *the European Alliance for Medical Radiation Protection Research* (EURAMED) [4], *the European Alliance for Radioecology* [5], and *the Sciences and humanities in ionizing radiation* (SHARE) [6]. The European Commission's Directorate-General for Research has agreed to establish research priorities in the area of RP on the basis of these updated research agendas. These programmes provide the basis for the formulation of European scientific policy in the field of RP, and in detail, are used to propose research priorities in current projects related to RP. Many Polish research teams actively participate in international research projects in these areas, although they very rarely have a leading role in them.

In March 2025, the European Partnership for Radiation Protection Research (PIANOFORTE) published a document addressed to the European Commission, *„The Vital Role of Radiation Protection Research in Europe's Future“* [7], defining the basic objectives of RP in terms of improving public health and environmental protection, supporting research on RP to develop industrial innovations, and preparing for emergencies. The document also highlights the importance of RP research for the European Research Programme 2024–2029, and in particular for actions on human health and the environment, competitiveness, a risk-aware society and the choice of energy sources to mitigate climate change.

In July 2023, a symposium entitled *„Radiological Protection in Poland in the Face of the Challenges of the Polish Nuclear Energy Program (PPEJ)“* was organized at the Institute of Nuclear Physics of the Polish Academy of Sciences (IFJ PAN) in Krakow. At that time, the report of the Polish Consortium for Radiological Protection (PKOR) [8] on the role of radiological protection in Poland in relation to the PPEJ program was presented. One of the pos-

ulates formulated during the symposium was the need to prepare the SRA for Radiological Protection. The Agenda would provide substantive assistance to the Ministry of Science and Higher Education, the Ministry of Climate and Environment, the Ministry of Industry and to research funding agencies in Poland to conduct scientific policy in the area of RP and in related fields such as physics, chemistry, biology, medicine, geology and others. This is particularly important in light of the prospective Polish Nuclear Energy Programme, the development of radiotherapy and nuclear medicine, or the growing involvement of the Polish Space Agency in activities related to space exploration. In addition, the research agenda could provide significant support in articulating Polish research needs within the framework of European projects.

The changing socio-political environment, the growing number of states possessing nuclear weapons and the repeated threats of their use by the Russian Federation have resulted in a growing interest in the issues of civil defence, both from the perspective of monitoring potential radioactive contamination and the ways of informing about threats. On 5 December 2024, the Act on Civil Protection and Civil Defence in Poland came into force, which defines, among others, the rules of operation and organisation of civil defence in the context of possible threats, also as a result of the use of weapons of mass destruction.

In the current model of funding science, research projects in the field of RP, due to their interdisciplinary nature, often encounter difficulties related to their proper substantive evaluation compared to projects in traditional scientific disciplines. Therefore, one of the key postulates of the PKOR report was the creation of a thematic panel on Nuclear Safety and Radiation Protection (BJiOR) at the National Science Centre. The creation of such a panel would enable the creation of a permanent institutional framework for the planned and sustainable development of research in the field of RP, corresponding to both the needs of science and the requirements of public security, and, as a natural consequence, a more adequate assessment of research projects in this area.

1.2. Objectives

The development of nuclear energy (based on both large power reactors and geographically dispersed small modular reactors), the improvement of new technologies for generating radiation (such as accelerators and high-power lasers), the search for new energy sources (e.g. fusion energy), as well as the rapid progress of applications of ionizing radiation in radiotherapy and medical diagnostics generate several new challenges in the field of RP. At the same time, issues related to the safe storage and treatment of radioactive waste and the growing interest in space exploration require the development of an integrated, new

approach to the fundamental issues of RP, in particular in the context of the assessment of the risks caused by radiation exposure and the differences in biological efficacy of different types of radiation. This is also important in connection with the introduction of new radioactive nuclides into nuclear medicine or the occurrence of materials containing increased concentrations of natural radionuclides in the immediate human environment and in the work environment.

It is the issue of the biological effects of human exposure to ionizing radiation that is the most controversial field of basic research in RP. The views of the supporters of the linear no-threshold model (LNT), which assumes that even the smallest dose of ionizing radiation carries the risk of causing cancer, compete with concepts suggesting the existence of adaptive response mechanisms, according to which low doses of radiation can activate the body's immune system and increase its resistance to subsequent exposures, and with the radiation hormesis hypothesis, which postulates potentially beneficial effects of very low doses of radiation. The results of these studies may have a direct impact on the association between levels and types of exposure and their possible adverse consequences.

This Strategic Research Agenda aims to set out promising directions of scientific activity, the development of which in the coming decade will enable the strengthening of national competences in the area of RP including the impact of nuclear energy on humans and the environment. A key element is to identify existing gaps and needs for further scientific work and to solve new and emerging challenges in the field of RP. The implementation of the SRA will contribute to enhancing the substantive and operational potential of research teams in Poland prior to the launch of the first nuclear power plant in 2035.

The Agenda will have a positive impact on the participation of Polish scientific units in the process of shaping new research programmes at the European level. Currently, Poland receives draft documents for consultations from the European Commission defining research priorities in subsequent framework programs and under the Euratom Treaty. These documents are often drawn up taking into account the interest and research potential of selected Member States, research centres or research teams. Having its own SRA enables Polish organizations to proactively participate in the process of defining European Union research programs, increasing the chances of implementing projects that meet the real needs and research priorities of Poland and the region of Central and Eastern Europe.

1.3. Research directions: areas, perspectives and challenges

Research in the field of radiological protection is inherently interdisciplinary, integrating knowledge and methodology from many areas of science. They include issues in the field of natural sciences, medicine, environmental sciences, mathematical and social sciences.

This document divides the research topic into four key areas: Human, Energy, Safety, and Environment (Fig. 1). Although this division is somewhat arbitrary, it reflects the primary research directions related to RP and provides a structured arrangement of research priorities. The **Human** area concentrates on the biological and medical aspects of ionising radiation. The **Energy** area examines nuclear energy and its effects on humans, flora, fauna, and the management of radioactive waste. The **Safety** area encompasses all aspects of radiological protection con-

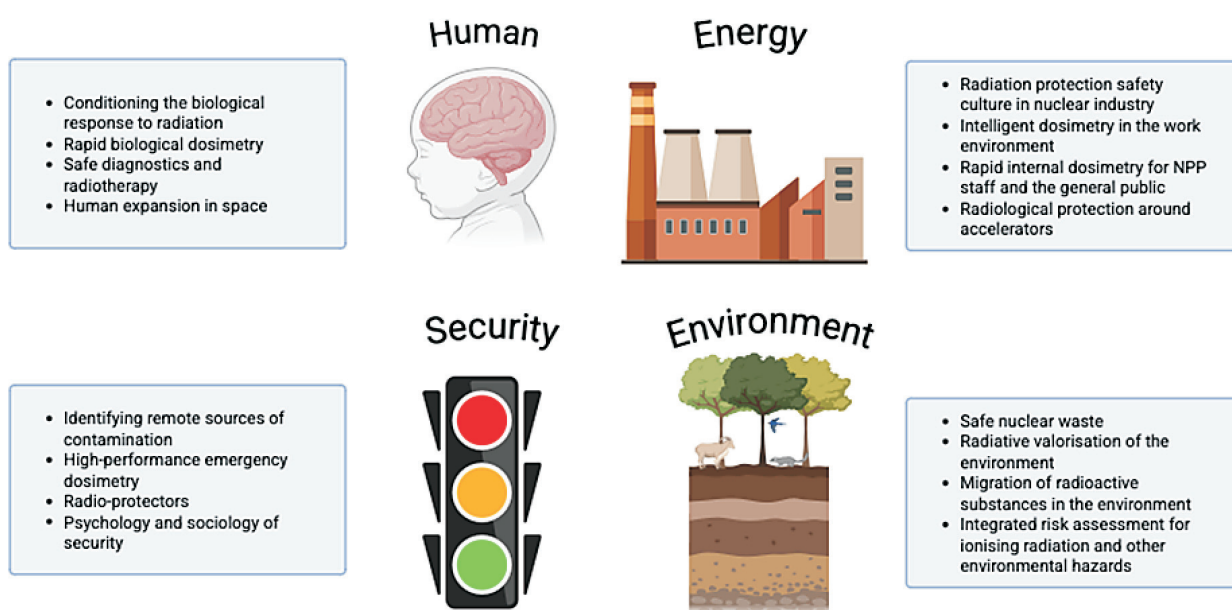


Fig. 1. Prospective research directions ("perspectives") for radiological protection in the areas of HUMAN, ENERGY, SAFETY and ENVIRONMENT.

Rys. 1. Perspektywiczne kierunki badawcze dla ochrony radiologicznej w obszarach CZŁOWIEK, ENERGIA, BEZPIECZEŃSTWO i ŚRODOWISKO.

cerning nuclear accidents, terrorist acts, and the use of nuclear weapons. The **Environment** area primarily involves specialised methods for monitoring radioactivity levels, nuclide transfer, and indicators of environmental change. These areas frequently intersect, sharing the common goal of ensuring safety in exposure to ionising radiation.

In each of these areas, perspectives are formulated to indicate the main research priorities in which, due to their scientific importance and public interest, it is worth investing in the next decade. Within each perspective, examples of needs and challenges are also identified, which may serve as a focus of individual projects.

2. Strategic Research Agenda

2.1. The „Human“ area

The study of the impact of ionizing radiation on the human body is one of the most difficult and one of the most controversial issues of modern science. Research in this area is carried out at the intersection of radiobiology, micro-dosimetry and medical physics. Studies on the biological effects of low doses of radiation do not yield conclusive results, and this issue is of key importance for the foundations of RP. At the same time, in the context of the use of high doses of radiation in medical procedures, the need for their individualization, taking into account both the biological characteristics of the patient and the characteristics of a specific therapy, is increasingly noticed. There is also a growing interest in research into human presence in space, where high-energy cosmic rays may be one of the main risk factors in interplanetary flights.

Perspective 2.1-1: Conditioning the biological response to radiation *Perspektywa 2.1-1: Warunkowanie odpowiedzi biologicznej na działanie promieniowania*



This perspective includes advancing our understanding of the molecular, cellular and genetic mechanisms of the human body's response to ionizing radiation. Understanding these mechanisms will lead to the development of new strategies to protect against the harmful effects of radiation, as well as to improve the precision and effectiveness of radiotherapy techniques, both in the context of cancer treatment and the protection of healthy tissues. This research could also lead to the development of new biomarkers and biophysical/numerical models that will be used in medicine to monitor and predict the body's response to radiation.

- *Challenge 1: Identification of detailed mechanisms that determine the response of cells to ionizing radiation, including at the level of nucleic acids, proteins, lipids of intra- and extracellular structures (exosomes).*

- *Challenge 2: Study of individual radiosensitivity and factors modulating the individual response to ionizing radiation (radioprotectors and radiosensitizers, adaptation to low doses).*
- *Challenge 3: Research on the molecular mechanisms of action of nanostructures and nanosystems in the context of protecting healthy cells from damage or promoting DNA repair in cells that have been damaged by radiation.*
- *Challenge 4: Understanding the mechanisms of the body's individual response to different ways of delivering the dose of ionizing radiation (FLASH technique, mixed radiation, fractionation).*

Perspective 2.1-2 Rapid biological dosimetry to assess human exposure to emergency situations *Perspektywa 2.1-2: Szybka dozymetria biologiczna do oceny ekspozycji człowieka w sytuacji awaryjnej*



This perspective focuses on the use of radiobiological research to develop methods for assessing the dose of radiation after exposure. The retrospective dosimetry is crucial in case of radiation accidents or nuclear accidents. The main problem of the currently used methods of retrospective dosimetry is the long-time of measurements, relatively low sensitivity, high level of complication, limiting their mass application.

- *Challenge 1: Automation and application of artificial intelligence and machine learning to analyse DNA damage and other biomarkers.*
- *Challenge 2: Cytogenetics of FISH, m-FISH, m-BAND, PCC for biological dosimetry.*
- *Challenge 3: Determination of the baseline level of bio-dosimetry markers and the ranges and reasons for their fluctuation in the Central European population.*

Perspective 2.1-3: Safe diagnostics and radiotherapy *Perspektywa 2.1-3: Bezpieczna diagnostyka i radioterapia*



Ionizing radiation used in the diagnosis and treatment of cancer patients is not selective – it can also affect healthy cells and tissues, leading to genetic damage, organ dysfunction, and even the development of secondary cancers. The development of modern diagnostics and radiotherapy is associated with a constant need to improve the accuracy, safety and effectiveness of procedures, while minimizing the risks associated with exposure to ionizing radiation. Despite advanced technologies such as thomo therapy or proton therapy, there is still a risk of unintentional damage to healthy tissues, especially near the tumors.

- *Challenge 1: To develop accurate bio-dosimetry models for real-time monitoring of radiation dose.*
- *Challenge 2: Research on the possibility of reducing the dose of scattered radiation in modern methods of radiation oncology.*

- *Challenge 3: Development of new tissue-like materials, including 3D printing technology, for verification and personalization of radiotherapy.*
- *Challenge 4: Innovative radio-pharmaceuticals for personalized medicine in diagnostics and radioisotope targeted therapy.*
- *Challenge 5: Modelling of radiobiological processes taking into account the biological efficacy of different types of radiation and physicochemical interactions at the nanometre scale, as a basis for further development of biologically targeted radiotherapy planning.*

Perspective 2.1-4: Human expansion in space

Perspektywa 2.1-4: Ekspansja człowieka w kosmosie



Cosmic rays are one of the main environmental factors limiting the possibility of long-term human stay in space, especially beyond the Earth's orbit. There is no consensus in the scientific community on the principles of radiological protection in space, and individual space agencies have their own policies in this area. Research directions should concern both methods of reducing exposure, methods of reducing the effects of radiation (radioprotectors, radio-modulators) and post-exposure management. To develop a risk assessment under conditions of exposure to cosmic radiation, both mathematical models that enable the simulation of occurring phenomena and radiobiological experiments are necessary. A separate issue is the problem of the resistance of electronics to cosmic radiation, especially to secondary radiation, generated as a result of the interaction of high-energy particles with the material of the spacecraft.

- *Challenge 1: Development of radiobiological models for the assessment of the effects of acute and chronic exposure to cosmic radiation.*
- *Challenge 2: Study of the effects of solar and galactic radiation of different spectral composition on humans and electronics.*
- *Challenge 3: Testing the reliability of electronic systems under conditions of chronic and acute exposure to cosmic radiation.*
- *Challenge 4: Study of electrical and optical phenomena caused by ionizing radiation in semiconductor materials, scintillators, luminescent crystals for innovative methods of detection, spectrometry, dosimetry of cosmic rays.*
- *Challenge 5: Research on plant growth under exposure to high-energy cosmic rays.*
- *Challenge 6: Investigation of the composition and radioactivity of rocks and regoliths of extraterrestrial origin.*
- *Challenge 7: Simulation of cosmic rays using accelerators.*

2.2. The „Security“ area

The increasing risk of nuclear conflict, attack on nuclear installations or contamination with a dirty bomb gives high priority to radiation safety research. One of the priorities is to study the mechanisms of radioactive contamination transport in the environment, which, combined with the development of atmospheric physics and ultra-sensitive methods of radionuclide detection, will enable early detection of contamination and will allow for the identification of the site of contamination emission and the original emission value. It is extremely important to look for more efficient indicators that allow you to assess a large number of people in a short period of time.

Perspective 2.2-1: Identifying remote sources of contamination

Perspektywa 2.2-1: Identyfikacja odległych źródeł skażeń



Modern air monitoring methods enable the detection of trace concentrations of radioactive elements. Conducting research and testing with radioactive substances leads to releases that can be detected from long distances. Such events occurred, for example, in 2017 during the uncontrolled release of the Ru-106 in the southern Urals and during the failed test of the Burevestnik nuclear-powered missile at the Nyonoksa test site in 2019. Individual types of nuclear reactors can also have their own unique release signature, which was shown, for example, during the Fukushima disaster. Determination of the scale of radioactive emissions and their composition based on measurements taken at a great distance from the source allows for early detection and monitoring of accidents or activities involving the use of nuclear technologies or radioactive sources carried out outside the arrangements resulting from international treaties.

- *Challenge 1: Methods of multipoint contamination detection data analysis to identify the place of emission, source and scale of radioactive element emissions.*
- *Challenge 2: Determination of the stoichiometry of anthropogenic and natural nuclides in order to determine the origin of sources of radioactive contamination.*
- *Challenge 3: Selective methods of detection and spectrometry of radionuclides using air, land and sea drones.*

Perspective 2.2-2: Identifying remote sources of contamination

Perspektywa 2.2-2: Wysokowydajna dozymetria awaryjna



In the case of exposure of the population to high doses of radiation, a rapid assessment of individual doses is necessary for a decision on possible treatment. Currently used methods of emergency dosimetry do not allow for such an assessment in cases of exposure to hundreds or thousands of people. The search for physical and chemical

phenomena, finding materials and developing rapid measurement methods should significantly increase the possibilities of rapid triage of victims exposed to unknown doses of ionizing radiation. Such a rapid assessment of absorbed doses in irradiated people can also prevent panic outbreaks.

- *Challenge 1: Searching for a signature of phenomena that will enable the assessment of the absorbed dose based on rapid physical screening of items of clothing or everyday equipment.*
- *Challenge 2: Physical emergency dosimetry for neutron radiation exposure.*
- *Challenge 3: Concepts of algorithms and mathematical models for the analysis of environmental data and exposure times supporting automatic radiation triage.*



Perspective 2.2-3: Radio-protectors Perspektywa 2.2-3: Radioprotektory

Radioprotectors are substances that limit exposure to radiation associated with the intake of radionuclides or reduce the adverse effects of exposure to high doses of ionizing radiation. One example of a well-known radioprotector is potassium iodide, used to protect the thyroid gland from the uptake of radioactive iodine. Radioprotectors are also used to reduce the number of free radicals that damage DNA, proteins and cell membranes; to support cell repair mechanisms; reduce apoptosis of healthy cells and alleviate inflammation after irradiation. In addition to amifostine, used in radiotherapy, gold nanoparticles, vitamin E, selenium and other substances have some radiation-protective properties.

- *Challenge 1: Understand the mechanisms and development of targeted radioprotectors that act mainly in healthy tissues rather than cancers.*
- *Challenge 2: Development of radio-protectors for mass applications, in particular for the military, rescuers in radiation events, astronauts, etc.*

Perspective 2.2-4: Psychology and sociology of security Perspektywa 2.2-4: Psychologia i socjologia bezpieczeństwa



In the case of radiation accidents, it is easy for panic attacks, and false information or conspiracy theories spread by social media can easily undermine the effectiveness of protective measures. To prevent panic outbreaks, trust in authorities, healthcare services, scientists, and experts is crucial in emergency situations. Communication errors after the Chernobyl reactor disaster, involving the concealment of true data, result in long-term distrust of official sources of information. In the case of accidents with a large number of victims, stigmatization and exclu-

sion of people from contaminated areas may also occur. After such events, symptoms of post-traumatic stress, anxiety, and depression may also appear even in people who are not physically irradiated, which can worsen health more than the radiation itself. The aim of the research will be to understand the mechanisms and develop principles and methods of communication under normal conditions of radiation sources use and after the occurrence of a radiation event, disaster, or outbreak of conflict involving weapons of mass destruction.

- *Challenge 1: To develop educational methods, adapted to the level of knowledge of the society, to build trust in institutions and experts.*
- *Challenge 2: Study of the perception of risk associated with radiation exposure for different social groups (age, education, occupation).*
- *Challenge 3: Developing methods to determine the readiness of state services and medical personnel to work in radiation hazard conditions.*

2.3. The „Energy“ area

Broadly understood radiological protection in nuclear power is aimed at ensuring the safety of employees, society and the environment under normal operating conditions and in an emergency situation at a nuclear power plant (NPP) and in the long-term management of radioactive waste. One of the elements of ensuring radiological safety for employees, the public and the environment is the preparation of a multi-level radiation protection system, covering biological, medical, organizational and social aspects. The construction of nuclear power plants is one of the greatest civilizational challenges of Poland nowadays. A project is underway to build the first Polish nuclear power plant in Lubiatowo-Kopalino with AP1000 nuclear reactors from *Westinghouse Electric Company*, and the construction of a number of small modular reactors BWRX-300 is being considered. Social acceptance of this project is inextricably linked to the safety of using this energy source. Scientific research conducted in order to increase radiological safety in connection with nuclear energy activities should combine basic sciences (materials science, biology, physics), social sciences (psychology, sociology) and modern technologies (AI, sensors, robotics).

Perspective 2.3-1: Radiation protection safety culture in the nuclear industry Perspektywa 2.3-1: Kultura bezpieczeństwa ochrony radiologicznej w energetyce jądrowej

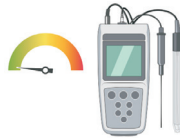


One of the causes of accidents, including radiation accidents, is human error and failure to respect the rules and follow work instructions. This is how the Chernobyl reactor disaster occurred, in which the reactor staff con-

ducted reactor tests without proper preparation, ignoring operational rules and disabling safety systems. Research into the adherence to procedures by personnel and the causes of operational errors is an indispensable part of the mosaic that guarantees the safe operation of nuclear power plants. This also applies to those responsible for monitoring radiation safety at the NPP. This research aims to learn about the causes and then to develop methods to eliminate human error as the causes of incidents.

- *Challenge 1: Development of indicators and tools for an objective assessment of the principles of safety culture in nuclear energy.*
- *Challenge 2: To investigate the phenomenon of anaesthesia to risk in a long-term without incidents and to develop methods to eliminate it.*

Perspective 2.3-2: Intelligent Dosimetry in the Work Environment *Perspektywa 2.3-2: Inteligentna dozymetria w środowisku pracy*



Nuclear power plant personnel are subject to routine monitoring of external and internal exposure to ionizing radiation, conducted by accredited dosimetric laboratories. Dose measurements from external sources are generally carried out using passive luminescent dosimeters (TL, OSL), personal electronic dosimeters (EPDs) and environmental monitors. A significant difficulty in dosimetric measurements is also the need to provide measurements for the dose-rates changing from the natural background to extremely high levels. The integration of results from different measurement systems is generally not straightforward and does not allow for retrospective analysis of the causes, locations and scale of exposure. An intelligent, integrated NPP dosimetry system would enable better dose reconstruction for individual personnel members, especially in the event of a radiation emergency. In the case of emergency situations, it is advisable to use mathematical models that enable real-time simulation of the effective dose based on human numerical phantoms.

- *Challenge 1: Rapid machine learning and artificial intelligence systems for analysis and synthesis of exposures from multiple measurement systems.*
- *Challenge 2: Intelligent sensors and dosimeters with data transmission for monitoring doses in the mixed radiation field.*
- *Challenge 3: Development of algorithms and mathematical models for real-time simulation of radiation transport in the environment, integrated with advanced numerical phantoms for effective dose assessment.*
- *Challenge 4: Identification of dynamic changes in exposure to ionizing radiation in the work environment at the NPP.*

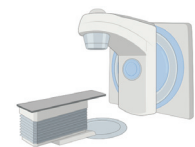
Perspective 2.3-3: Rapid internal dosimetry for NPP staff and the general public *Perspektywa 2.3-3: Metody szybkiej oceny ekspozycji wewnętrznej dla personelu EJ i ogółu ludności*



Nuclear power plants, even during normal operation, are a source of radionuclide emissions into the environment. The rate of this emission is continuously monitored and compared with the release limits set for the NPP. The development of methods for measuring the concentration of radioactive substances in the environment enables more accurate prediction of the value of their ingestion or inhalation. Current methods for measuring the presence of radioactive substances in the body, such as a whole-body counter or testing the concentration of radionuclides in physiological fluids, are time consuming and cannot be performed quickly for a large population.

- *Challenge 1: Algorithms for the evaluation of intake and committed effective dose based on the results of environmental measurements and individual and emergency dosimetry.*
- *Challenge 2: Adaptation of radiochemical methods used for the determination of selected radionuclides for on-line measurements during normal operation of a nuclear facility.*
- *Challenge 3: Biokinetic models of radionuclide transport in the human body to increase the precision of the assessment of the effective loading dose.*
- *Challenge 4: Epidemiological, economic and sociological studies of the impact of a nuclear facility on its environment.*

Perspective 2.3-4: Radiological protection around accelerators *Perspektywa 2.3-4: Ochrona radiologiczna wokół akceleratorów*



Acceleration of charged particles in medical, industrial and scientific applications leads to the formation of a strong primary and secondary radiation field, often with a pulsed structure. Particular attention is paid to high-intensity beams of the FLASH type and innovative methods of accelerating particles using high-power lasers. Scattered radiation consists of gamma radiation, neutrons and charged particles with a wide energy spectrum. High-energy particles can activate structural elements, and the resulting radionuclides provide exposure even after the accelerator is switched off. Therefore, the issue of exposure to secondary radiation around accelerators is a growing concern for researchers.

- *Challenge 1. Development of methods for detection and dosimetry of radiation around accelerators operating in pulsed mode, including FLASH technology and laser-generated beams.*

- *Challenge 2. Development of methods for neutron radiation detection and spectrometry, enabling the recording of the neutron radiation spectrum in situ.*
- *Challenge 3: Activation processes and forecasting secondary radiation doses for employees and bystanders.*

2.4. The „Environment“ area

The environment is a separate object of radiological protection. Individual components of the environment, and in a special case biotope and biocenosis, are protected regardless of existing relationships with humans (ICRP 103) [9]. The type and scope of data necessary to carry out an analysis of the current state of the environment and the possible impact of ionizing radiation includes data characterizing the subject of protection, processes responsible for the migration of radionuclides and effects that should be expected at the level of the abiotic environment, individual organisms, populations or even ecosystems. Basic research is usually limited to the study of the interaction of individual elements of the environment with selected radionuclides within the framework of the so-called radioecology. On the basis of the results obtained, mathematical models are usually created that allow for a certain generalization of the observed phenomena. The results obtained by such simulations are subject to very high uncertainty, usually resulting from the variability of the simulated situation, a simplified description of the subject of research or the phenomenon and the use of averaged (generalized) parameters and coefficients usually obtained as part of the study of another object. In addition to facilities strictly related to the nuclear industry, phenomena related to the occurrence of natural radionuclides are important in the context of the environment, in particular in a situation where exposure to radiation emitted by natural radionuclides is increased as a result of accidental or intentional human activity.

Perspective 2.4-1: Safe nuclear waste Perspektywa 2.4-1: Bezpieczne odpady jądrowe



Long-term storage of spent fuel and radioactive waste is one of the most complex challenges in nuclear science and technology. The geological materials and structures used should last tens of thousands of years without corrosion, cracking and loss of tightness under conditions of exposure to radiation, high pressure, temperature and the presence of water. Spent fuel generates significant amounts of heat and can destroy protective barriers or alter water flows in rocks. In the presence of water, chemical reactions can take place: dissolution of fuel, release of gases. It is also important to realistically define the purposes of waste storage, as current regulations sometimes result from arbitrary political decisions, in the absence of a reliable scientific basis.

- *Challenge 1: Analysis of the properties of spent nuclear fuel in the context of possible interactions with the environment at the intended final/intermediate storage site and the materials used for the construction/construction of the repository.*
- *Challenge 2: Investigation of the impact of biochemical and microbiological processes on isotope migration in radioactive waste repositories.*
- *Challenge 3: Developing reliable, probabilistic models to simulate and predict changes in the functionality of radioactive waste repositories.*

Perspective 2.4-2: Radiative valorisation of the environment Perspektywa 2.4-2: Waloryzacja radiacyjna środowiska



From the perspective of radiological protection, natural, and to some extent also artificial radionuclides present in the environment are treated in general as part of the natural background of radiation. However, exposure to environmental conditions, interactions with the biosphere and the impact of intentional or accidental human activity causes these radionuclides activity concentration to change in a way characteristic of a given environment (natural, human environment or work environment), creating typical signatures determined primarily by the way the land, or natural resources in general, are used. Having detailed data in this area allows for the interpretation of the results (or constitutes boundary conditions), basically for all types of environmental monitoring, regardless of the assumed monitoring goal.

- *Challenge 1: Creation of a database of radiative valorisation of the environment, taking into account the impact of land use/natural resources in relation to artificial and natural radionuclides (radon).*
- *Challenge 2: Research creating a scientific basis for the organization of environmental monitoring, in particular areas with significant area and variability.*
- *Challenge 3: Study of processes and methods towards strengthening the resilience of the environment to radiation hazards.*

Perspective 2.4-3: Migration of radioactive substances in the environment Perspektywa 2.4-3: Migracja substancji promieniotwórczych w środowisku



The complexity of radionuclide transport processes in the environment remains a major source of uncertainty in predicting their impact on the biosphere. The emission of radionuclides into the environment occurs both as a result of short-term releases and as a result of their long-term migration from the site of primary deposition. With the diversity of ecosystems, the rapid spread of contamination

in the atmosphere, migration in surface and groundwater, and bioaccumulation at different levels of ecosystem organization, the uncertainty of radiological risk assessment based on simulations is very high. The experience of the Chernobyl disaster has shown that radioactive fallout contamination was a complex function of atmospheric conditions, and in particular of local fallout.

- *Challenge 1: Improvement of models with high temporal and spatial resolution to simulate the proliferation of radionuclides in the atmosphere and aquatic environment to predict the extent and scale of contamination, taking into account a new type of data, including satellite data.*
- *Challenge 2: Development of new methods for modelling processes occurring in the environment based on experimental reductionism – databases of basic parameters for the migration of radionuclides.*
- *Challenge 3: Studies of long-term processes, on a scale of decades and centuries, changes in the behaviour of radionuclides in the environment.*

Perspective 2.4-4: Integrated risk assessment for ionising radiation and other environmental hazards
Perspektywa 2.4-4: Zintegrowana ocena ryzyka dla promieniowania jonizującego i innych zagrożeń środowiskowych



Integrated risk assessment for ionizing radiation in the context of the coexistence of toxic agents and other physical hazards is one of the most challenging topics in environmental toxicology and radiobiology. Chemical contaminants can be toxic, but the integration of risk assessment for different toxicity mechanisms, including ionizing radiation, is difficult both at the cellular level and for higher organisms. The results of tests carried out without considering possible synergies/antagonisms may lead to incorrect conclusions based on requirements usually expressed as a limit on the radioactive concentration in a given environmental component. It is important to distinguish between contamination and pollution, the lack of which may result in misinterpretation of the monitoring results. An additional problem to be addressed is the general tendency to take a different approach to anthropogenic and natural radionuclides in the environment, when exposures from natural sources are more easily accepted.

- *Challenge 1: Integration of radiological protection of humans, flora and fauna and ecosystems based on the „one health“ assumption.*
- *Challenge 2: Interdisciplinary models of biological response combining the effects of ionizing radiation with chemical toxicology.*
- *Challenge 3: Research/analysis of synergy/antagonism of radioactive and chemical pollutants from the perspective of waste management, classification and reclamation of post-industrial sites.*

3. Summary

Many organizations around the world, including those operating in the field of radiation protection, are making efforts to prepare research programs that become a guideline for activities for the coming years and decades. These agendas cover the entire spectrum of topics, from basic research, through its applications and implementation, to the implementation of educational and training objectives. Research programs of European platforms in radiation protection such as EURADOS, MELODI, Radioecology ALLIANCE have become guidelines for formulating research topics at the European level, e.g. in the PIANOFORTE project, preparing calls for projects implemented under EURATOM funding.

In Poland, the most important entities funding science are the National Centre for Research and Development (NCBR), which supports scientific research, development work, commercialisation of research results and implementation of innovative solutions, and the National Science Centre (NCN), responsible for financing basic research without direct commercial applications. The NCBR manages strategic research and development programmes, usually carried out within a strictly defined time horizon. NCN projects are awarded as part of 26 panels that are relatively stable in time, thematically covering the entire area of scientific research in three main sections: Arts and Humanities; Physical and Technical Sciences and Life Sciences. Due to the interdisciplinary nature of research, encompassing the social sciences, natural sciences, and life sciences, the establishment of a panel dedicated to radiological protection within the NCN will create significant opportunities for the development of this scientific field, the strengthening of human resource potential, and the enhancement of scientific competencies. The Strategic Research Agenda presented in this document can be used as a guide for both scientists and panel members in selecting projects of key importance for the future of radiation protection.

The Strategic Research Agenda should create the foundations for innovative research, as well as become an inspiration for researchers to undertake new projects in the field of radiation protection in Poland. The scientific foundation of radiological protection is basic research in physics, chemistry, biology, and related fields. Without them, it would not be possible to effectively reduce exposure or develop modern methods of monitoring, diagnostics and prevention of the effects of radiation. This research should provide knowledge about the mechanisms of radiation action, help to understand how ionizing radiation affects the cellular and molecular level, enable understanding of the risk of cancer induction and provide the foundation for models and standards used in radiation protection.

Biography

1. W. Ruhm et al., *Visions for Radiation Dosimetry over the Next Two Decades - Strategic Research Agenda of the European Radiation Dosimetry* EURADOS report [2014-01], Braunschweig May 2014, ISBN 978-3-943701-06-7.
2. S. Bouffier, A. Auvinen, G. Baiocco, S. Candelas, E. Cardis, U., Galdieris, L. Lundholm, B. Maadas, S. Morel, S. Pazzaglia, R., Quinten's, M. Blattner, J.-M. Dolo, S. Haughtiest, *Strategic Research Agenda of the Multidisciplinary European Low Dose Initiative* (2022)
<https://melodi-online.eu/wp-content/uploads/2023/03/MELODI-SRA-2022-FINAL-post-consultation1.pdf>
3. A. Beson, S. Andrianopoulos, P. Corail, M. Montero Prieto, D. Oughton, W. Raskob, C. Turcanu and on behalf of the NERIS platform R&D committee *The NERIS roadmap: research challenges in emergency preparedness, response and recovery Radioprotection* 2023, 58(3), 169–180.
4. Common *strategic research agenda for radiation protection in medicine* Insights Imaging (2017) 8:183–197.
5. The ALLIANCE Strategic Research Agenda (SRA)
<https://www.ceh.ac.uk/our-science/projects/radioecology-strategic-research-agenda>
6. *Strategic Research Agenda for the SHARE platform for social sciences and humanities research relating to ionizing radiation* (2020), <https://www.ssh-share.eu/wp-content/uploads/2020/10/Revision-SH-SRA-After-consultationAugust2020-October-2020-FINAL.pdf>
7. J. Garnier-Laplace, G. Jean-Christophe, F. Mahaveer, F. Rauser, A. Wójcik, E. Sainsbury, S. Bouffier, M. Davydova, T. Kalita, and Ch. Hoeschen. *The vital role of radiation protection research in Europe's future: a PIANOFORTE white paper*. Journal of Radiological Protection 45, no. 2 (2025): 023001.
8. *Rola ochrony radiologicznej w Polsce wobec programu PPEJ*. Prezentacja raportu Polskiego Konsorcjum Ochrony Radiologicznej (PKOR) na sympozjum IFJ PAN „Ochrona Radiologiczna w Polsce wobec wyzwań Polskiego Programu Energetyki Jądrowej (PPEJ)”, Kraków, lipiec 2023.
<https://drive.google.com/file/d/15W9xRidMDavGnNbB4Bbe2q-9iJ7M5bHs/view?usp=sharing>
9. ICRP, 2007. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37 (2-4).

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,
- inżynieria bezpieczeństwa,
- biologia medyczna.

Informacja dla autorów

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

Każdy artykuł zamieszczony w biuletynie jest recenzowany przez dwóch recenzentów.

Zasady ogólne

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

Zgłoszenie dzieła

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

Biuletyn „Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna”
Państwowa Agencja Atomistyki
ul. Nowy Świat 6/12,
00-400 Warszawa, Polska
E-mail: biuletyn@paa.gov.pl

Zachęcamy do przesyłania artykułów drogą elektroniczną na wyżej wskazany adres e-mail.

Szczegółowe informacje można uzyskać na stronie internetowej:

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



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