

# 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 ( $k_{\text{eff}}$  0,95 dla świeżego paliwa oraz  $k_{\text{eff}}$  0,95 lub 0,98 dla paliwa napromienionowanego, 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 opisanej metodyki wyznaczania 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 ( $k_{\text{eff}}$  0.95 for fresh fuel and  $k_{\text{eff}}$  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 jądowego 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 jądowego 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  $k_{\text{eff}}$  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  $k_{\text{eff}}$  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  $k_{\text{eff}}$ , 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 uwzględnić 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  $k_{\text{eff}}$  odnosi się ten próg? W praktyce analitycznej trzeba rozróżnić co najmniej dwa poziomy interpretacji.

Pierwszy poziom to nominalny  $k_{\text{eff}}$  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  $k_{\text{eff}}$  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:  $k_{\text{eff,obliczony}} + 2 + |\text{bias}| + \text{bias} + \text{MoS}$  (*Margin of Subcriticality*, margines podkrytyczności), gdzie oznacza odchylenie standardowe statystycznej niepewności wyniku obliczeń metodą Monte Carlo, a człon 2 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 kosztami 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 zaniżać reaktywności.

Klasa druga to bias i niepewność metody obliczeniowej, czyli różnica między obliczonym  $k_{\text{eff}}$  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 stosowalności.

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  $k_{\text{eff}}$ : jeżeli obliczona wartość  $k_{\text{eff}}$  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:

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

gdzie bias oznacza różnicę między obliczonym  $k_{\text{eff}}$  dla zestawu eksperymentów krytycznych a wartością eksperymentalną bliską  $k_{\text{eff}} = 1$ , bias 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  $k_{\text{eff}}$  dla danej klasy układów, bias ma znak ujemny i obniża dopuszczalny USL. Jeżeli kod systematycznie zawyża  $k_{\text{eff}}$ , bias jest dodatni. W wielu praktykach regulacyjnych przyjmuje się wtedy konserwatywnie bias równy zero, 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 stosowalności. 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:

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

gdzie 2 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  $2 = 0,002$ , to wartość obliczeniowa do porównania wynosi 0,912. Jeżeli bias =  $-0,008$ , 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 przechowalnik 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  $k_{\text{eff}}$  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  $k_{\text{eff}}$  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 stosowności 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 stosowności. 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  $k_{\text{eff}}$ . 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 potwierdzania 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  $k_{\text{eff}}$ , 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

polSKI 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 $k_{\text{eff}}$ 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  $k_{\text{eff}} = 0,89047 \ 0,00015$  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  $k_{\text{eff}} \ 0,95$  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 obciążonych niepewnościami i korelacjami. W systemie kodów typu SCALE/TSUNAMI propaguje się je do niepewności  $k_{\text{eff}}$  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  $k_{\text{eff}}$  powiększone o 2 lub 3, 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 aktywności 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  $k_{\text{eff}}$ . 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  $k_{\text{eff}}$  dla zadanego składu izotopowego paliwa. Nie istnieje pełna baza eksperymentów krytycznych dokładnie odpowiadających wypalonemu paliwu z typową zawartością

aktywności 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  $k_{\text{eff}}$  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  $k_{\text{eff}}$ .

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 odchyień 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:

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

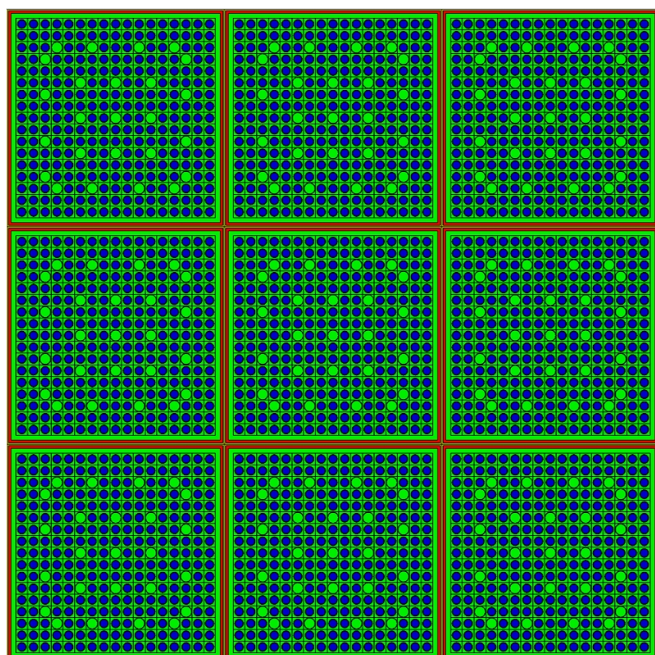
Wynik ten jest niższy od progu 0,95 występującego w polskich przepisach, ale zapas wynosi jedynie około 0,0065. Literalna interpretacja mogłaby więc prowadzić do wniosku, że warunek liczbowy jest spełniony. Przykład pokazuje jednak, że po dodaniu realistycznych perturbacji i typowych składników niepewności 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. 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/cm<sup>3</sup>. 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/cm<sup>3</sup>. 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/cm<sup>2</sup>.

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:

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

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 wypalenia. Wybór takiego wypalenia pozwolił uzyskać scenariusz bazowy S1 z  $k_{\text{eff}}$  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/cm<sup>2</sup> oraz refleksyjnych warunków brzegowych otrzymano:

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

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  $k$  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 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 50,000 particles, 50 skipped generations).

Scenariusz	Opis zmiany w stosunku do S1	$k_{eff}$	( $k_{eff}$ )	k 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, kasetta 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 kasety 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  $k$ , 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:  $\text{bias} = -0,005$ ,  $\text{bias} = 0,004$ , margines administracyjny MoS = 0,050, otrzymuje się  $USL = 1,000 + (-0,005) - 0,004 - 0,050 = 0,941$ . Warunek akceptacji miałby wtedy postać  $k_{\text{eff,obl}} + 2 \cdot USL$ , a obliczenie daje  $0,94354 + 0,00036 = 0,94390 > 0,941$ . Już scenariusz bazy 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  $k_{\text{eff}} 0,95$  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  $USL = 1 + \text{bias} - k_u - SM - AOA$ . Bias wyznacza się przez korelację z eksperymentami ICSBEP,  $k_u$  to statystyczny limit tolerancji jednostronnej 95/95, SM 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	ródła
<b>USA</b>	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: $k_{eff}$ 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 bieś metody, niepewności biasu, marginesie administracyjnym i obszarze stosowalności. 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 NEI 12-16 Rev. 4.	[3, 6, 14, 16, 17, 23–26, 56, 57]
<b>Kanada</b>	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 stosowalności, z wykorzystaniem eksperymentów krytycznych, a nie wyłącznie porównań kod-kod. Metodyka jest zasadniczo zbieżna z podejściem USL.	Dopuszczalny, jeżeli zostanie osobno uzasadniona wiarygodność obliczeń składu izotopowego i obliczeń $k_{eff}$ .	[27, 57]
<b>Niemcy</b>	Model nakazowy przez reguły KTA i standardy DIN stosowane w praktyce technicznej elektrowni jądrowych.	KTA 3602 wskazuje $k_{eff}$ 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]
<b>Finlandia</b>	Model nakazowy oparty na wytycznych STUK YVL i przepisach STUK dotyczących bezpieczeństwa elektrowni jądrowych.	YVL B.4 wskazuje $k_{eff}$ 0,95 dla stanów normalnych i przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych oraz $k_{eff}$ 0,98 dla wybranych projektowych stanów awaryjnych.	Podkrytyczność paliwa poza reaktorem ma być zapewniana przede wszystkim środkami strukturalnymi. W analizach należy konserwatywnie uwzględnić 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]
<b>Rosja</b>	Model nakazowy, oparty na federalnych regułach 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 uwzględnianie błędów metody obliczeniowej, niepewności wzbogacenia i tolerancji produkcyjnych. Dokument nie rozwija jednak formalnej konstrukcji USL w stylu NUREG/CR-6698.	Zasadniczo traktowany ostrożnie, możliwość uwzględnienia wypalenia wymaga osobnego uzasadnienia w analizie bezpieczeństwa.	[31]
<b>Wielka Brytania</b>	Model oparty na obowiązku wykazania bezpieczeństwa w dokumentach licencyjnych oraz zasadzie SFAIRP/ALARP.	Brak jednej powszechnie 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 stosowalności. 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]
<b>Szwecja</b>	Model oparty na wyznaczaniu 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 kontrolę podkrytyczności jako funkcję bezpieczeństwa przy przechowywaniu odpadów i wypalonego paliwa.	Możliwy jako element dokumentacji bezpieczeństwa obiektu, jeżeli zostanie uzasadniony obliczeniowo i eksperymentalnie; tabela nie przypisuje Szwecji odrębnej, powszechnej krajowej metodyki burnup credit.	[37, 38]
<b>Szwajcaria</b>	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 przykładu Gösgen.	[39, 40]
<b>Holandia</b>	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]

<b>Francja</b>	Model hybrydowy z rozwiniętą metodyką krajową i rolą ASN/IRSN, wymagania prawne są uzupełniane praktyką techniczną oraz dokumentacją bezpieczeństwa obiektu.	Brak jednej globalnej liczby zapisanej jako uniwersalny próg. W praktyce limit wyprowadza się z warunku $k_{eff} k_{adm}$ , 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.	Tak, IRSN opisuje francuską bazę wiedzy dotyczącą burnup credit dla paliwa PWR UOX. Zakres kredytu zależy od zastosowania i uzasadnienia w konkretnym przypadku.	[7, 42, 43]
<b>Hiszpania</b>	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.	Możliwy w ramach konkretnego przypadku dla przechowywania lub kontenerów, jeżeli zostanie poparty walidacją i wymaganiami dokumentacji licencyjnej.	[44, 45]
<b>Czechy</b>	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.	Nie wskazano powszechnej krajowej metodyki burnup credit porównywalnej z ISG-8; ewentualne zastosowanie wymagałoby uzasadnienia w dokumentacji.	[46, 47]
<b>Słowacja</b>	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 uwzględniania niepewności.	Nie wskazano odrębnej, powszechnej metodyki krajowej. W praktyce stosowanie burnup credit wymagałoby uzasadnienia w dokumentach licencyjnych.	[48]
<b>Węgry</b>	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.	Nie wskazano powszechnej krajowej metodyki burnup credit, ewentualne użycie wymagałoby uzasadnienia dla danego obiektu.	[49]
<b>Japonia</b>	Model hybrydowy, po wypadku Tokaimura i reformach po awarii w Fukushima większy nacisk położono na kontrolę procedur, najniekorzystniejsze 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.	Możliwy w wybranych zastosowaniach cyklu paliwowego, jeżeli jest uzasadniony. Szczegółowe wymagania zależą od obiektu i dokumentacji licencyjnej.	[19, 50, 51]
<b>Korea Płd.</b>	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 APR1400 stosowano metodykę obliczeniową i kryteria inspirowane praktyką NRC.	Burnup credit może być stosowany w analizach konkretnego obiektu, jeżeli zostanie uzasadniony.	[52]
<b>Chiny</b>	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 $k_{eff}$ 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.	Dopuszczalny tylko po uzasadnieniu w dokumentacji obiektowej.	[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), AOA pokrywa ekstrapolację poza obszar stosowności. Pozytywny bias domyślnie ustawiany jest na zero – kod, który zawiąza  $k_{\text{eff}}$ , nie może być uwzględniany w analizie jako „konserwatywnie wyższy”. Walidacja jest tu kalibracją kodu, eksperymentem (eksperyment kod), nie zaś porównaniem kodów ze sobą (kod kod).

Szkoła francuska stosuje bardziej kompaktową formułę:  $k_{\text{adm}} = 1 - M_c - M_r$ , gdzie  $M_c$  to margines obliczeniowy (bias kodu i niepewności danych jądrowych), a  $M_r$  to margines fizyczny (tolerancje produkcyjne i konserwatywne operacyjne) [7, 42, 43]. Jest to konceptualnie zbieżne z USL amerykańskim, ale wyraźnie eksponuje rozdzielanie 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  $k_{\text{adm}}$  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:  $k_s = k_c - k_m - b$  [2]. Tutaj  $k_c$  – 1 jest poziomem odniesienia,  $k_m$  to bias kodu z walidacją ICSBEP (zbieżne z amerykańskim),  $b$  to administracyjny minimalny margines (typowo 0,02–0,05 zależnie od dojrzałości programu i obiektu – odpowiednik SM), a  $k_b$  to bias z ekstrapolacji poza Area of Applicability (odpowiednik AOA). 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 –  $k_{\text{eff}} = 0,95$  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 credit 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  $k_{\text{eff}}$  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 wewnątrzobiektyw 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 trójpoziomowy 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., Tippel W., Schmid M., & Hoefler 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. Rostech nadzor. (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. Hoefer 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). Vyhľadka 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 jądrowego, 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.