

Wpływ reflektora SiO_2 na bezpieczeństwo krytycznościowe bezpośredniego (geologicznego) składowania wypalonego paliwa jądrowego – benchmark Japońskiej Agencji Energii Atomowej

The effect of SiO_2 reflector on the criticality safety of direct (geological) disposal of spent nuclear fuel – a benchmark by the Japan Atomic Energy Agency

Łukasz Koszuc
Wydział Fizyki, Politechnika Warszawska

Streszczenie: W artykule przedstawiono wyniki benchmarku opracowanego przez Japońską Agencję Energii Atomowej i NEA OECD (*Nuclear Energy Agency of Organisation for Economic Co-operation and Development*), badającego wpływ dwutlenku krzemu (SiO_2) jako reflektora neutronów na bezpieczeństwo krytycznościowe wypalonego paliwa jądrowego, składowanego bezpośrednio w formacjach geologicznych. W obliczeniach uwzględniono zarówno świeże, jak i wypalone paliwo jądrowe, z zastosowaniem efektu zmniejszenia reaktywności związanego z wypaleniem (*burnup credit*). Przeanalizowano wpływ grubości oraz stanu nawodnienia reflektora na wartość współczynnika mnożenia neutronów. Wyniki potwierdziły, że przy realistycznym uwzględnieniu wypalenia paliwa wszystkie układy pozostają bezpiecznie podkrytyczne, choć stwierdzono istotny wzrost reaktywności w przypadku użycia suchego SiO_2 . Wyniki uzyskane przez uczestników benchmarku korzystających z różnych kodów i bibliotek danych jądrowych wykazały dobrą zgodność.

Słowa kluczowe: Bezpieczeństwo krytycznościowe, składowanie geologiczne, wypalone paliwo jądrowe, współczynnik mnożenia neutronów, reflektor neutronów, SiO_2 , burnup credit, benchmark OECD/NEA.

Abstract: The paper presents results from a benchmark developed by the Japan Atomic Energy Agency and OECD (Organisation for Economic Co-operation and Development) NEA (Nuclear Energy Agency) examining the impact of silicon dioxide (SiO_2) as a neutron reflector on criticality safety of spent nuclear fuel directly disposed in geological formations. Calculations considered both fresh and spent nuclear fuel, incorporating burnup credit effects. The study analyzed how reflector thickness and water saturation influenced the effective neutron multiplication factor. Results confirmed that all configurations remain safely subcritical when realistic spent fuel compositions are considered. However, a significant reactivity increase was observed with dry SiO_2 reflectors. Benchmark outcomes showed good consistency among participants using various computational codes and nuclear data libraries.

Keywords: Criticality safety, geological disposal, spent nuclear fuel, neutron multiplication factor, neutron reflector, SiO_2 , burnup credit, OECD/NEA benchmark.

1. Wstęp

Bezpieczeństwo krytycznościowe jest jednym z kluczowych aspektów zapewnienia długoterminowej bezpiecznej izolacji wypalonego paliwa jądrowego, składowanego bez-

pośrednio w formacjach geologicznych¹. Podstawowym celem analiz jest upewnienie się, że w składowisku nie nastąpi przypadkowe osiągnięcie stanu krytycznego, czyli sytuacja, w której efektywny współczynnik mnożenia neutronów (k_{eff}) osiąga wartość równą 1. Stan krytyczny

¹ Bezpośrednie składowanie polega na trwałym umieszczeniu wypalonego paliwa jądrowego w formacjach geologicznych bez wcześniejszego procesu przerobu chemicznego. Paliwo jest odpowiednio zabezpieczone w specjalnych pojemnikach (kapsułach lub zasobnikach), które zapewniają długoterminową izolację radiologiczną i cieplną od środowiska naturalnego.

($k\text{-eff} = 1$) oznacza, że układ jest zdolny do samopodtrzymującej się reakcji łańcuchowej. Stan podkrytyczny ($k\text{-eff} < 1$) jest warunkiem bezpieczeństwa wymagany dla systemów przechowywania oraz składowania paliwa jądrowego.

Zasadniczym zagrożeniem związanym z bezpośrednim składowaniem wypalonego paliwa jądrowego jest możliwość nieprzewidzianej zmiany konfiguracji geometrycznej i materiałowej w wyniku naturalnych procesów zachodzących na przestrzeni tysięcy, a nawet milionów lat. Kluczowym elementem zabezpieczenia paliwa przed interakcją z otoczeniem są szczelne stalowe pojemniki, które jednak wraz z upływem czasu mogą ulegać korozji, zmniejszając swoją grubość. To powoduje, że materiały otaczające pojemniki, takie jak skały i substancje ilaste bogate w dwutlenek krzemu (SiO_2), mogą zacząć pełnić funkcję reflektora neutronów. Potencjalnie może to prowadzić do wzrostu reaktywności układu zawierającego wypalone paliwo jądrowe, biorąc pod uwagę bardzo długie skale czasowe.

W typowych analizach bezpieczeństwa krytycznościowego za najgorszy przypadek przyjmuje się sytuację zalania paliwa wodą, ze względu na jej silne właściwości moderujące i odbijające neutrony. Jednakże, w rzeczywistych warunkach składowania w formacjach geologicznych, bardziej realistycznym przypadkiem jest otoczenie pojemnika z wypalonym paliwem substancjami mineralnymi, w szczególności zawierającymi znaczną ilość SiO_2 . Dwutlenek krzemu charakteryzuje się innymi właściwościami neutronowymi niż woda, co może prowadzić do sytuacji, w której efekt neutronowy reflektora skalnego przekracza typowo analizowany przypadek reflektora wodnego. Do tej pory reflektor neutronów z SiO_2 oraz jego wpływ na bezpieczeństwo krytycznościowe nie był zbadany.

Niniejszy benchmark – **Wpływ SiO_2 jako reflektora na bezpośrednie (geologiczne) składowanie wypalonego paliwa jądrowego** [1] – opracowany przez Japońską Agencję Energii Atomowej we współpracy z Nuclear Energy Agency (NEA) OECD, jest odpowiedzią na potrzebę walidacji narzędzi obliczeniowych oraz bibliotek danych jądrowych używanych w analizach krytycznościowych w kontekście składowania geologicznego. Poprzez porównanie odpowiednich istotnych wielkości, takich jak efektywny współczynnik mnożenia neutronów lub szybkości reakcji, należy zapewnić, że właściwości wymienionych materiałów (SiO_2 i wody) są zgodne dla różnych zestawów danych jądrowych i dla różnych narzędzi obliczeniowych. Ponieważ SiO_2 stanowi główny składnik materiału otaczającego pojemnik z wypalonym paliwem jądrowym, w benchmarku skupiono się na dwutlenku krzemu jako przedmiocie obliczeń porównawczych. Benchmark koncentruje się na porównaniu efektów odbicia neutronów przez SiO_2 w dwóch scenariuszach: uproszczonym (świeże paliwo jądrowe) oraz realistycznym (wypalone paliwo jądrowe, z uwzględnieniem zmniejszenia reaktyw-

ności spowodowanego jego wypaleniem – tzw. efekt *burnup credit*).

Benchmark został zrealizowany w ramach grupy roboczej NEA *Working Party on Nuclear Criticality Safety*. Niniejszy artykuł prezentuje szczegółowe wyniki uzyskane przez autora w ramach tego zadania. Przedstawiono analizę wpływu różnych grubości reflektora z SiO_2 (w dwóch wariantach – suchy i mokry) oraz reflektora wodnego na efektywny współczynnik mnożenia neutronów i wybrane parametry neutronowe, przy różnych głębokościach wypalenia paliwa oraz dla różnych okresów jego składowania. Celem tej pracy jest podkreślenie znaczenia precyzyjnego uwzględnienia właściwości neutronowych SiO_2 dla realistycznej oceny bezpieczeństwa długoterminowego składowania wypalonego paliwa jądrowego.

2. Bezpieczeństwo krytycznościowe głębokiego (geologicznego) składowania wypalonego paliwa jądrowego

Stan krytyczny to sytuacja, w której efektywny współczynnik mnożenia neutronów jest równy jedności. W praktyce oznacza to, że liczba neutronów emitowanych w wyniku rozszczepienia jąder atomowych jest dokładnie równa liczbie neutronów traconych wskutek absorpcji oraz ucieczki z układu. Jeżeli $k\text{-eff} < 1$, układ znajduje się w stanie podkrytycznym, co oznacza stopniowe zanikanie reakcji łańcuchowej rozszczepienia – stan ten jest bezpieczny i pożądaný w praktycznych zastosowaniach w przemyśle jądrowym. Natomiast gdy $k\text{-eff} > 1$, reakcja łańcuchowa rozszczepienia przyspiesza w sposób niekontrolowany, prowadząc do sytuacji potencjalnie niebezpiecznej (stan nadkrytyczny).

Bezpieczeństwo krytycznościowe głębokiego (geologicznego) składowania wypalonego paliwa jądrowego polega na zapewnieniu, że w żadnych okolicznościach nie dojdzie do niekontrolowanej samopodtrzymującej się reakcji łańcuchowej rozszczepienia (czyli stanu krytycznego lub nadkrytycznego) po zamknięciu składowiska odpadów promieniotwórczych, w którym byłoby składowane takie paliwo. Wypalone paliwo jądrowe, mimo że jest zużyte, nadal zawiera materiały rozszczepialne (np. U-235 czy Pu-239) i przy sprzyjających warunkach (nagromadzenie odpowiedniej masy, moderacja neutronów przez wodę itd.) może potencjalnie doprowadzić do reakcji łańcuchowej rozszczepienia.

Efektywny współczynnik mnożenia neutronów jest kluczowym parametrem w analizach bezpieczeństwa krytycznościowego. Jego wartość jest funkcją wielu czynników, takich jak skład izotopowy materiału, geometria układu, obecność moderatora i absorbentów neutronów. Dokładne obliczenie tego współczynnika wymaga uwzględnienia wszystkich istotnych mechanizmów oddziaływania neutronów z materią. Do nich zaliczamy:

- rozpraszanie neutronów – neutrony mogą być rozpraszane elastycznie (typowe zwłaszcza przy oddziaływaniach z lekkimi jądrami), lub nieelastycznie (przeważnie przy rozpraszaniu na jądach ciężkich),
- oraz absorpcję neutronów – neutrony mogą być pochłaniane dwoma głównymi sposobami: absorpcja nieproduktywna prowadzi do powstania izotopów promieniotwórczych (bez rozszczepienia) lub absorpcja produktywna prowadząca bezpośrednio do rozszczepienia jąder izotopów rozszczepialnych.

Czynniki wpływające na wartość współczynnika mnożenia neutronów i tym samym na krytyczność układu można usystematyzować za pomocą popularnego w literaturze angielskiej skrótu MERMAIDS [2]:

- masa (*mass*) – całkowita ilość materiału rozszczepialnego,
- wzbogacenie (*enrichment*) – procentowy udział izotopów rozszczepialnych w materiale,
- reflektor neutronów (*reflection*) – materiały otaczające układ, odbijające neutrony z powrotem do obszaru zawierającego materiał rozszczepialny (wnętrza układu rozszczepialnego),
- moderacja neutronów (*moderation*) – spowalnianie neutronów, zwiększające prawdopodobieństwo rozszczepienia,
- absorpcja neutronów (*absorption*) – obecność materiałów pochłaniających neutrony,
- oddziaływanie między układami (*interaction*) – wzajemne oddziaływanie między układami materiałów rozszczepialnych,
- gęstość i koncentracja materiału (*density and concentration*) – wpływ gęstości i rozmieszczenia materiałów na reaktywność układu,
- kształt i rozmiar (*shape and size*) – geometria układu, wpływająca na ucieczkę neutronów.

Zrozumienie tych czynników umożliwia przeprowadzenie wiarygodnych analiz i ocenę, czy dany układ z materiałem rozszczepialnym pozostanie bezpieczny (czyli podkrytyczny) w przewidywanym okresie eksploatacji lub składowania.

Bezpieczeństwo krytycznościowe ma szczególne znaczenie w kontekście składowania wypalonego paliwa jądrowego, gdyż konsekwencje ewentualnego osiągnięcia stanu krytycznego mogą być bardzo poważne, prowadząc do niekontrolowanego uwolnienia energii, ciepła oraz promieniowania jonizującego. Składowanie wypalonego paliwa jądrowego wymaga szczegółowych analiz bezpieczeństwa, które pozwalają uniknąć sytuacji mogących doprowadzić do niepożądanego wzrostu efektywnego współczynnika mnożenia. Obejmuje to uwzględnienie długoterminowych zmian środowiskowych, procesów

geologicznych oraz oddziaływania otoczenia na układ paliwowy.

Wymogi bezpieczeństwa zmuszają projektantów składowisk do uwzględnienia nawet bardzo mało prawdopodobnych scenariuszy krytyczności. Regulacje różnią się w zależności od kraju, ale generalnie wymagają wykazania, że albo krytyczność jest wykluczona z pewnym marginesem (np. utrzymanie $k_{\text{eff}} < 0,95$ z uwzględnieniem niepewności), albo że potencjalne zdarzenie krytyczne nie pogorszy bezpieczeństwa składowiska [3]. Na przykład w Szwecji wymaga się, aby $k_{\text{eff}} < 0,95$ w normalnych warunkach i $< 0,98$ w sytuacjach awaryjnych, a w Finlandii przewiduje się, że „zużyte paliwo w pojemniku musi pozostać podkrytyczne również w perspektywie długoterminowej, nawet jeśli pojemnik utraci szczelność i ulegnie deformacji” [3].

3. Specyfika bezpośredniego składowania wypalonego paliwa jądrowego w utworach geologicznych

Bezpośrednie składowanie geologiczne jest jedną z najczęściej rozważanych metod długoterminowego zagospodarowania wypalonego paliwa jądrowego. Koncepcja ta polega na trwałym umieszczeniu wypalonego paliwa w głębokich formacjach geologicznych, które zapewniają izolację materiałów promieniotwórczych od środowiska naturalnego przez setki tysięcy, a nawet miliony lat. Takie rozwiązanie wymaga szczegółowej analizy długoterminowych scenariuszy ewolucji materiałowej i geometrycznej całego układu, obejmującego pojemniki, materiały otoczenia i samo paliwo jądrowe.

Głównymi zagrożeniami związanymi z długoterminowym składowaniem wypalonego paliwa jądrowego są procesy degradacji pojemników z tym paliwem, w szczególności korozja stali. W pierwszym okresie po zamknięciu składowiska obecność tlenu może prowadzić do korozji aerobowej, jednak jest to krótkotrwałe zjawisko, gdyż dostępny tlen szybko ulega zużyciu (typowo do kilkudziesięciu lat). Następnie środowisko staje się anoksyczne (beztlenowe), a szybkość korozji stali gwałtownie maleje, osiągając wartości rzędu 0,1–1 m/rok, co umożliwia utrzymanie integralności stalowych pojemników nawet przez miliony lat [4]. Lokalna korozja (wżery, korozja szczelinowa), szczególnie wynikająca z aktywności mikrobiologicznej, może jednak przyspieszyć lokalnie procesy degradacji, co stanowi istotne wyzwanie dla oceny długoterminowej stabilności pojemników [5].

Oprócz korozji stali, istotnym zagadnieniem jest oddziaływanie neutronów z otoczeniem geologicznym. Skały oraz materiały ilaste, szczególnie bentonit² nasycony wodą, mogą skutecznie pełnić funkcję reflektora neutronów [6].

² Bentonit to skała ilasta, której głównym składnikiem jest montmorylonit, czyli minerał z grupy smektytów. Oprócz tego zawiera różne domieszki, w tym krzemionkę (SiO₂), tlenki glinu (Al₂O₃), tlenki żelaza (Fe₂O₃), a także inne składniki zależne od pochodzenia geologicznego. Zawartość SiO₂ w bentonicie może wynosić od 40% do nawet 60%, w zależności od składu i domieszek mineralnych, takich jak kwarc czy inne krzemiany.

Odbicie neutronów przez te materiały może istotnie zwiększyć współczynnik mnożenia neutronów. Z tego względu w analizach bezpieczeństwa krytycznościowego przyjmuje się konserwatywne założenia o pełnym nasyceniu układu wodą, maksymalnej moderacji neutronów oraz obecności silnego reflektora neutronów w postaci otaczających skał i glin bentonitowych. Projektanci składowisk odpadów promieniotwórczych stosują wielopoziomową strategię zapobiegania krytyczności, łącząc rozwiązania inżynierskie z ograniczeniami administracyjnymi. Poniżej przedstawiono kluczowe metody:

- Pojedyncze pojemniki na wypalone paliwo są projektowane tak, aby pozostały podkrytyczne nawet w razie pełnego zalania wodą. Stosuje się wewnętrzne struktury pochłaniające neutrony (np. płyty, kosze lub pręty z materiałami zawierającymi bor, kadm czy gadolin) rozdzielające elementy paliwowe [3]. Ważne jest, aby te absorbery były długowieczne i odporne na korozję w środowisku podziemnym. Dodatkowe koncepcje to umieszczenie w pojemniku „awaryjnych” prętów pochłaniających (analogicznych do prętów kontrolnych w reaktorze) w wolnych kanałach przeznaczonych pierwotnie na przyrządy czy prowadnice prętów kontrolnych [7].
- Innym środkiem zapobiegawczym jest ograniczenie maksymalnej liczby elementów paliwowych umieszczanych w jednym pojemniku oraz zachowanie odpowiednich rozmiarów pojemnika. Mniej paliwa w jednym opakowaniu to mniejsza możliwość osiągnięcia masy krytycznej. Gdyby użyć więcej paliwa lub gęściej je upakować, ryzyko krytyczności rosłoby. Dlatego już na wczesnym etapie projektowania pojemników prowadzi się analizy krytyczności dla różnych konfiguracji elementów/kaset paliwowych, aby dobrać bezpieczny wariant [3]. Ponadto w projekcie rozmieszczenia pojemników w składowisku zachowuje się odpowiednie odległości między pojemnikami, aby zapobiec interakcji neutronowej między sąsiadującymi układami z materiałem rozszczepialnym.
- Wspomniany efekt *burnup credit* to uwzględnienie w analizach faktu, że zużyte paliwo ma mniejszą reaktywność niż świeże, gdyż część materiału rozszczepialnego została zużyta, a jednocześnie w paliwie pojawiły się trwałe produkty pochłaniające neutrony (np. niektóre lantanowce). *Burnup credit* umożliwia bezpieczne zwiększenie załadunku pojemników zgodnie z faktycznym stanem paliwa, zamiast konserwatywnego traktowania go jak świeże. W wielu krajach organy dozoru jądrowego dopuszczają takie podejście (w tym w Polsce³), jednak wymagane są duże marginesy i dokładne oszacowanie składu izotopowego w czasie [3] (w Polsce brak szczegółowych regulacji w tym zakresie). Trzeba także uwzględnić, że część absorbe-

rów ulega rozpadowi po setkach lat, co może zwiększać reaktywność układu w odległej przyszłości. Z tego powodu zazwyczaj wymagany jest większy margines bezpieczeństwa.

- Jedną z nowatorskich metod fizycznego zabezpieczenia pojemników jest dodawanie specjalnych wypełniaczy do ich wnętrza (między elementy paliwowe). Takie wypełniacze w postaci ciekłej są wtłaczane do zamkniętego już pojemnika i tam krzepną, trwale wypełniając puste przestrzenie [7]. Celem jest wypchnięcie wody (czyli moderatora) z wnętrza pojemnika oraz ewentualne zapewnienie dodatkowej absorpcji neutronów. Badania amerykańskie sugerują użycie np. stopionych metali o niskiej temperaturze topnienia (cyny, cynku) lub zawieszin cementowych, które po zastygnięciu stworzą zwartą strukturę wewnątrz pojemnika [7]. Identyfikuje się szereg pożądanych właściwości takiego wypełniacza: powinien on minimalizować moderację neutronów, ewentualnie zawierać materiały silnie pochłaniające neutrony (np. dodatkowy bor), być stabilny chemicznie i radiacyjnie, nie generować zbyt dużo gazów i ciepła, a także nie kurczyć się nadmiernie, aby nie powstały wolne przestrzenie.
- Dobór formacji geologicznej i materiałów wypełniających może wspomagać bezpieczeństwo krytycznościowe. Na przykład głębokie składowiska odpadów promieniotwórczych w złożach soli kamiennej lub solankowych mają naturalną przewagę – woda solankowa zawiera duże stężenia chloru (izotop Cl-35 stanowi ~75% i ma przekrój czynny na wychwyt neutronów około 43,7 barnów) [3]. W efekcie, jeśli nawet woda przeniknie do komory z odpadami promieniotwórczymi, jej właściwości będą hamować możliwość krytyczności. Również skład chemiczny materiałów inżynierskich może być ukierunkowany na bezpieczeństwo krytycznościowe – np. Niemcy rozważają wypełnienie pustych przestrzeni wewnątrz masywnego pojemnika typu CASTOR magnetytem, który nie tylko wyprze wodę, ale też poprzez obecność żelaza będzie dodatkowo pochłaniał neutrony [3].

Aktualne prace badawcze sugerują, że wystąpienie krytyczności nie powinno zagrozić ogólnej izolacyjnej funkcji głębokiego składowiska odpadów promieniotwórczych (w którym składowane jest bezpośrednio wypalone paliwo jądrowe). W badaniach Oak Ridge National Laboratory [8], które symulowały scenariusz stałej krytyczności w hipotetycznym składowisku w skałach ilastych, stwierdzono, że „krytyczność po zamknięciu nie wpływa na funkcjonowanie składowiska” w stopniu pogarszającym jego zdolność do ochrony ludzi i środowiska. Innymi słowy, nawet gdy w modelu wymuszono ciągłą reakcję rozszczepienia w jednym z pojemników, różnice w ogólnym uwalnianiu radionuklidów czy tempe-

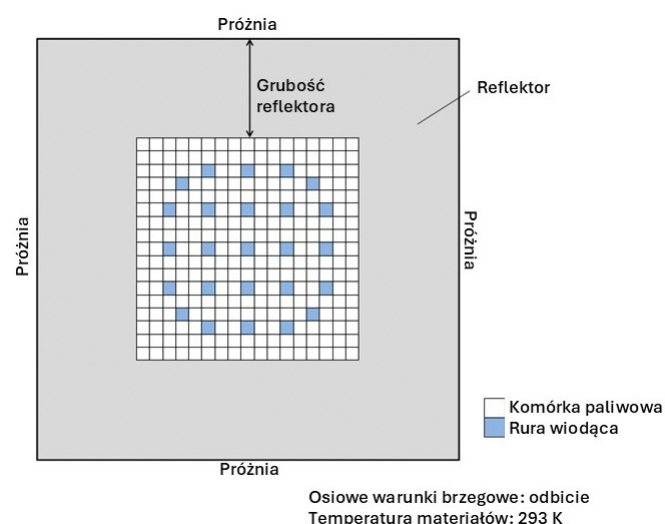
³ Ustawa Prawo atomowe, art. 50a ust. 2. Dz.U.2024.1277 t.j., „W obliczeniach wykazujących zachowanie podkrytyczności jest dozwolone uwzględnienie wypalenia przechowywanego wypalonego paliwa jądrowego.”

raturach były tak niewielkie, że scenariusz ten mieścił się w granicach bezpieczeństwa. Oczywiście warunkiem jest bardzo małe prawdopodobieństwo wystąpienia takiego zdarzenia – dlatego nacisk w regulacjach kładziony jest na prewencję. Podsumowując, długoterminowym skutkiem największego „problemu” krytyczności jest głównie konieczność prowadzenia zaawansowanych analiz i utrzymywania odpowiednich zabezpieczeń w przyszłych głębokich składowiskach odpadów promieniotwórczych, gdzie składowane będzie wypalone paliwo jądrowe.

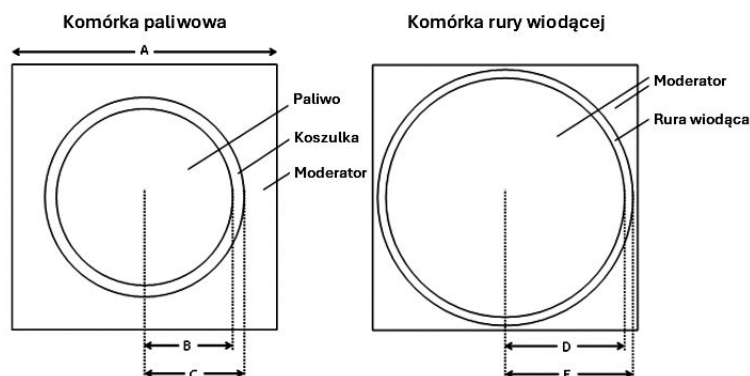
4. Specyfikacja benchmarku

4.1. Model geometryczny

W benchmarku Japońskiej Agencji Energii Atomowej [1] rozpatrywany jest dwuwymiarowy model kasety paliwowej 17 17 reaktora wodno-ciśnieniowego PWR z reflektorem, pokazany na rysunku 1. Jako warunek brzegowy w kierunku radialnym przyjmowana jest próżnia oraz zakłada się nieskończoną długość układu w kierunku osiowym. Zastosowano trzy rodzaje materiału i kilka grubości reflektora.



Rys. 1. Zastosowany w benchmarku model geometryczny zasobnika z kasetą paliwową PWR (opracowanie własne autora).



Rys. 2. Geometria komórki paliwowej i komórki rury wiodącej pręta kontrolnego (opracowanie własne autora).

Fig. 2. Fuel cell and control rod guide tube cell geometry (author's own work).

Specyfikacja pręta paliwowego i rury wiodącej przedstawiona jest na rysunku 2. Zakłada się, że obszar moderatora na rysunku 2 jest wypełniony wodą lub materiałem ilastym zawierającym wodę. Woda została wybrana jako ciężki przypadek, pod względem możliwości wystąpienia stanu krytycznego. Materiał ilasty, jako moderator, jest bardziej realistycznym przypadkiem konfiguracji składowanego wypalonego paliwa jądrowego. Dla wszystkich materiałów zakłada się temperaturę 293 K.

4.2. Skład materiałowy

A. Materiał reflektora

W benchmarku rozważa się trzy rodzaje materiału reflektora:

- Suchy SiO₂ o gęstości 1,6 g/cm³. Dla uproszczenia założono zupełny brak wody w tym materiale. Taka gęstość suchego SiO₂ odpowiada materiałowi składającemu się z 70% bentonitu i 30% piasku krzemowego, który ma stanowić warstwę buforową w składowiskach geologicznych. Dla uproszczenia założono, że materiał składa się w stu procentach z SiO₂. Według wstępnych ocen jest to założenie pesymistyczne, jeśli chodzi o bezpieczeństwo krytycznościowe.
- SiO₂ całkowicie nasycony wodą, tzn. wszystkie puste przestrzenie w materiale ilastym są wypełnione wodą. Jest to bardziej realistyczny model materiału.
- Woda jako materiał odniesienia, aby porównać różnicę między SiO₂ i wodą.

Specyfikacje dla wszystkich materiałów reflektora zawarte są w tabeli 1.

B. Materiały moderatora i koszulki paliwowej

Skład obszaru moderatora i koszulki paliwowej zawarty jest w tabeli 2. Skład materiałowy obszaru moderatora jest taki sam jak skład reflektora przedstawiony w tabeli 1. Dla uproszczenia przyjmuje się, że koszulka składa się z naturalnego cyrkonu zamiast zircaloy'u. Również dla uproszczenia zaniedbuje się siatki dystansujące, istniejące w rzeczywistej kasce paliwowej, utrzymujące pręty paliwowe i chroniące je przed wyginaniem.

Symbol	Opis	Wartość [cm]
A	Skok siatki	1,265
Pręt paliwowy		
B	Promień pastylki paliwowej	0,412
C	Zewnętrzny promień koszulki	0,476
Rura wiodąca		
D	Promień wewnętrzny rury	0,570
E	Promień zewnętrzny rury	0,610

Tabela 1. Specyfikacja materiałów reflektora.**Table 1.** Reflector material specification.

	SiO ₂ (dry) – suchy	SiO ₂ (wet) – mokry	H ₂ O
Gęstość, g/cm³			
SiO ₂	1,6	1,6	–
H ₂ O	0	0,4067	0,9983
Gęstość jądrowa, #/barn cm			
H	–	2,71190E-02	6,6742E-02
O	3,2073E-02	4,5668E-02	3,3371E-02
Si	1,6037E-02	1,6037E-02	–

1 barn = 10⁻²⁴ cm²**Tabela 2.** Specyfikacja materiałów moderatora i koszulki.**Table 2.** Moderator and fuel cladding material specifications.

	Moderator		Koszulka
Materiał	H ₂ O	SiO ₂ (wet) – mokry	Zr-nat
Gęstość jądrowa, #/barn cm			
H	6,6742E-02	2,7190E-02	
O	3,3371E-02	4,5668E-02	
Si	–	1,6037e-02	
Zr	–	–	4,3108E-02

C. Skład paliwa

Świeże paliwo

W benchmarku wybrano paliwo UO₂ reaktora PWR o wzbogaceniu 4,5% (wagowo) w U-235. Gęstość jądrowa świeżego paliwa jest określona w tabeli 3.

Tabela 3. Gęstość jądrowa świeżego paliwa.**Table 3.** Fresh fuel nuclear density.

	Gęstość jądrowa, #/barn cm
U-235	1,0468E-03
U-238	2,1935E-02
O-16	4,5963E-02

Wypalone paliwo

Wybrano kilka wartości wypalenia i czasu składowania zestawu paliwowego:

- Wypalenie

Wybrano dwie wartości wypalenia 30 i 45 GWd/t. 45 GWd/t zostało wybrane jako typowe wypalenie paliwa, a 30 GWd/t jest rozważane jako przypadek

pośredni w celu zrozumienia wpływu wypalenia na efekt, jaki daje reflektor.

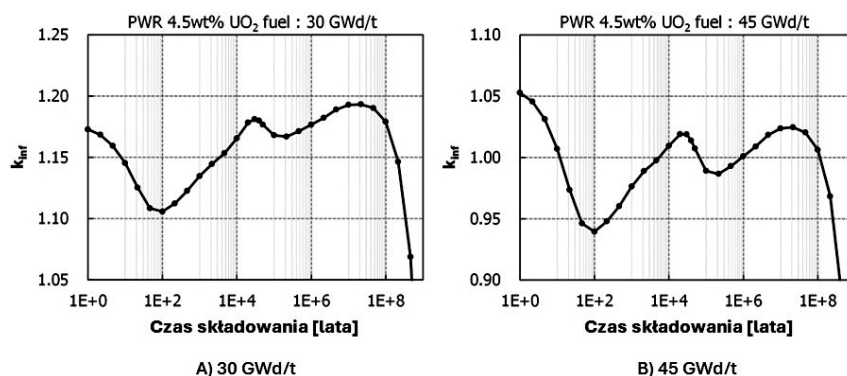
- Czas składowania

Należy zwrócić uwagę na to, że współczynnik mnożenia silnie zmienia się w długim okresie składowania w formacjach geologicznych, ponieważ w wyniku rozpadu promieniotwórczego zmienia się zawartość nuklidów rozszczepialnych i nuklidów będących absorberami neutronów. Przykłady dla paliwa o wypaleniu 30 i 45 GWd/t pokazane są na rysunku 3. Aby zrozumieć zależność od czasu współczynnika mnożenia, współczynnik k-inf (nieskończony współczynnik mnożenia) z rysunku 3 był obliczony dla nieskończonego układu komórek paliwowych, uwzględniając wszystkie ważne nuklidy, wymienione w tabeli 4. Dla obu przypadków współczynnik mnożenia neutronów ma dwa maksima około 30 tysięcy i 20 mln lat. W związku z tym w benchmarku obliczenia prowadzone są dla paliwa składowanego przez okres 0, 30 tys. i 20 mln lat.

W benchmarku, w przypadku wypalonego paliwa, uwzględnia się wypalenie oraz zakłada się, że skład materiałowy jest jednakowy w całej kasecie. Do przygotowania składu wypalonego paliwa przeprowadzono obliczenia wypaleniowe za pomocą kodu ORIGEN2.2 [9, 10], stosując bibliotekę przekrojów czynnych ORLIBJ40 [11]. Do obliczeń krytyczności w benchmarku uwzględniono 13 aktywności i 15 produktów rozszczepienia, tabela 5. Zostały one wybrane we wcześniejszych benchmarkach OECD/NEA [12] dotyczących uwzględnienia wypalenia. U-233 został wybrany, wzięwszy pod uwagę jego narastanie w wyniku długotrwałych rozpadów promieniotwórczych. Gęstości jądrowe izotopów zawartych w wypalonym paliwie dla 30 i 45 GWd/t przedstawiają odpowiednio tabele 6 i 7.

Tabela 4. Lista nuklidów używanych do obliczeń nieskończonego współczynnika mnożenia.**Table 4.** List of nuclides used for the calculation of the infinite multiplication factor.

	Nuklidy
20 aktywności	U-233, U-234, U-235, U-236, U-238, Np-237, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Am-241, Am-242, Am-242m, Am-243, Cm-242, Cm-243, Cm-244, Cm-245, Cm-246
47 produktów rozszczepienia	Kr-83, Mo-95, Mo-97, Mo-98, Tc-99, Ru-101, Ru-103, Rh-103, Rh-105, Pd-105, Pd-107, Pd-108, Ag-109, Cd-113, In-115, Xe-131, Xe-133, Xe-135, Cs-133, Cs-134, Cs-135, Pr-141, Pr-143, Nd-143, Nd-145, Nd-147, Pm-147, Pm-148, Pm-148m, Pm-149, Sm-147, Sm-148, Sm-149, Sm-150, Sm-151, Sm-152, Eu-153, Eu-154, Eu-155, Eu-156, Gd-152, Gd-154, Gd-155, Gd-156, Gd-157, Gd-158, Gd-160



Rys. 3. Współczynnik mnożenia neutronów nieskończonej siatki komórek paliwowych w funkcji czasu składowania [1].

Fig. 3. Neutron multiplication factor of infinite grid of fuel cells as a function of storage time [1]

Tabela 5. Lista nuklidów używanych do obliczeń krytyczności w benchmarku.

Table 5. List of nuclides used for criticality calculations in the benchmark.

Nuklidy	
13 aktynowców	U-233, U-234, U-235, U-236, U-238, Np-237, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Am-241, Am-243
15 produktów rozszczepienia	Mo-95, Tc-99, Ru-101, Rh-103, Ag-109, Cs-133, Sm-147, Sm-149, Sm-150, Sm-151, Sm-152, Nd-143, Nd-145, Eu-153, Gd-155

4.3. Przypadki rozpatrywane w benchmarku

A. Świeże paliwo jądrowe

Dla świeżego paliwa jądrowego rozpatrywane były następujące przypadki:

1. Moderator – woda
Reflektor – suchy SiO₂ – SiO₂-dry
– mokry SiO₂ – SiO₂-wet
– woda
2. Moderator – SiO₂-wet
Reflektor – SiO₂-wet

W celu zbadania wpływu grubości reflektora na krytyczność układu przyjęto kilka jego grubości. Przypadki obliczeniowe i odpowiadające im oznaczenia zawarte są w tabeli 8.

B. Wypalone paliwo jądrowe

Dla wypalonego paliwa jądrowego wybrano kilka reprezentatywnych grubości reflektora i przyjęto sześć różnych składów paliwa opisanych w punkcie 4.2 podpunkt C. W obliczeniach zastosowano wodę jako moderator. Przypadki obliczeniowe i odpowiadające im symbole znajdują się w tabeli 9. Każdy skład materiałowy (zależny od wypalenia i czasu składowania) jest identyfikowany poprzez

swój symbol (a÷f). Symbol identyfikacyjny przypadku jest kombinacją identyfikatora paliwa i reflektora. Łączna liczba przypadków drugiej części benchmarku wynosi 48.

4.4. Wyniki wymagane do benchmarku

A. Świeże paliwo jądrowe

Dla świeżego paliwa wymagane było dostarczenie następujących danych:

1. Efektywny współczynnik mnożenia – k_{eff} .
2. Szybkości reakcji w obszarze reflektora dla:
 - rozpraszania na O-16.
 - rozpraszania na Si-28.
 - wychwytu ($capture$)⁴ na Si-28.
 - rozpraszania na H-1.
 - wychwytu ($capture$) na H-1.
3. Stosunek szybkości absorpcji do szybkości produkcji neutronów w układzie (wielkość podobna do $1/k_{inf}$).
4. Udział strumienia termicznego ($thermal\ spectrum\ index$) w obszarze paliwa.

Wymagane szybkości reakcji zdefiniowane odpowiednio:

rozpraszanie neutronów na O-16:

$$R_S^{O-16} = \frac{V_R \int_S^{O-16} (\bar{r}, E) dV dE}{P} \quad (1)$$

rozpraszanie neutronów na Si-28:

$$R_S^{Si-28} = \frac{V_R \int_S^{Si-28} (\bar{r}, E) dV dE}{P} \quad (2)$$

wychwyt neutronów w Si-28:

$$R_C^{Si-28} = \frac{V_R \int_C^{Si-28} (\bar{r}, E) dV dE}{P} \quad (3)$$

rozpraszanie neutronów na H-1:

$$R_S^{H-1} = \frac{V_R \int_S^{H-1} (\bar{r}, E) dV dE}{P} \quad (4)$$

⁴ Należy rozróżnić pojęcia: absorpcja neutronów (ang. *neutron absorption*) od wychwyt neutronów (ang. *neutron capture*). Absorpcja neutronów to ogólny proces, w którym neutron zostaje pochłonięty przez jądro atomowe. Może obejmować zarówno wychwyt radiacyjny, jak i reakcję rozszczepienia lub inne reakcje, w których neutron zostaje trwale związany w jądrze docelowym. Z kolei wychwyt neutronów to specyficzny przypadek absorpcji neutronów, w którym neutron jest pochłonięty przez jądro atomowe, prowadząc do emisji kwantu gamma (tzw. wychwyt radiacyjny), ale bez wystąpienia rozszczepienia. Produktem tej reakcji jest cięższy izotop tego samego pierwiastka.

Tabela 6. Gęstości jądrowe nuklidów w paliwie o wypaleniu 30 GWd/t.**Table 6.** Nuclear densities of nuclides in fuel with a burn-up of 30 GWd/t.

Nuklid	Gęstość jądrowa, #/barn/cm		
	0 lat	30 tys, lat	20 mln lat
Aktynowce			
U-233	3,5590E-11	3,1581E-07	4,0816E-09
U-234	6,3908E-08	2,4520E-06	1,1776E-06
U-235	4,4013E-04	5,1974E-04	5,6688E-04
U-236	1,0735E-04	1,4487E-04	8,1136E-05
U-238	2,1492E-02	2,1492E-02	2,1431E-02
Np-237	8,5259E-06	3,4994E-05	5,4966E-08
Pu-238	2,2935E-06	0	0
Pu-239	1,3530E-04	5,8346E-05	2,1611E-15
Pu-240	3,9089E-05	1,6514E-06	1,3861E-14
Pu-241	2,5945E-05	1,4039E-12	0
Pu-242	5,9083E-06	5,5910E-06	0
Am-241	6,2531E-07	4,2499E-11	0
Am-243	8,4105E-07	5,0147E-08	6,6060E-16
Produkty rozszczepienia			
Mo-95	3,4410E-05	4,1747E-05	4,1747E-05
Tc-99	4,1123E-05	3,7478E-05	0
Ru-101	3,8223E-05	3,8224E-05	3,8224E-05
Rh-103	2,1211E-05	2,3714E-05	2,3714E-05
Ag-109	2,6601E-06	2,6665E-06	2,6665E-06
Cs-133	4,3335E-05	4,3874E-05	4,3874E-05
Sm-147	2,3798E-06	1,0535E-05	1,0534E-05
Sm-149	1,1202E-07	1,6000E-07	1,6000E-07
Sm-150	9,4144E-06	9,4145E-06	9,4145E-06
Sm-151	4,8645E-07	0	0
Sm-152	3,5278E-06	3,5282E-06	3,5282E-06
Nd-143	3,1569E-05	3,2553E-05	3,2554E-05
Nd-145	2,4498E-05	2,4510E-05	2,4510E-05
Eu-153	3,3567E-06	3,3870E-06	3,3870E-06
Gd-155	1,9812E-09	2,0368E-07	2,0368E-07
O-16	4,5960E-02	4,5960E-02	4,5960E-02

Tabela 7. Gęstości jądrowe nuklidów w paliwie o wypaleniu 45 GWd/t.**Table 7.** Nuclear densities of nuclides in fuel with a burn-up of 45 GWd/t.

Nuklid	Gęstość jądrowa, #/barn/cm		
	0 lat	30 tys. lat	20 mln lat
Aktynowce			
U-233	3,5120E-11	4,9070E-07	6,3435E-09
U-234	1,0024E-07	6,4456E-06	1,1636E-06
U-235	2,5992E-04	3,4617E-04	4,0208E-04
U-236	1,3269E-04	1,8831E-04	1,0563E-04
U-238	2,1227E-02	2,1227E-02	2,1176E-02
Np-237	1,4257E-05	5,4379E-05	8,5427E-08
Pu-238	6,2772E-06	0,0000E+00	0,0000E+00
Pu-239	1,4480E-04	6,3700E-05	5,9639E-14
Pu-240	5,6911E-05	2,4471E-06	7,8754E-14
Pu-241	3,9099E-05	1,3414E-11	0,0000E+00
Pu-242	1,5184E-05	1,4373E-05	0,0000E+00
Am-241	1,1751E-06	4,0607E-10	0,0000E+00
Am-243	3,2111E-06	1,9136E-07	1,8230E-14
Produkty rozszczepienia			
Mo-95	5,2295E-05	5,9184E-05	5,9184E-05
Tc-99	5,8734E-05	5,3436E-05	0,0000E+00
Ru-101	5,6898E-05	5,6900E-05	5,6900E-05
Rh-103	2,9856E-05	3,2651E-05	3,2651E-05
Ag-109	4,8499E-06	4,8592E-06	4,8592E-06
Cs-133	6,0902E-05	6,1439E-05	6,1439E-05
Sm-147	3,8097E-06	1,2592E-05	1,2590E-05
Sm-149	1,0999E-07	1,6246E-07	1,6246E-07
Sm-150	1,4649E-05	1,4649E-05	1,4649E-05
Sm-151	5,6117E-07	0,0000E+00	0,0000E+00
Sm-152	4,5354E-06	4,5359E-06	4,5359E-06
Nd-143	4,1013E-05	4,1949E-05	4,1950E-05
Nd-145	3,4106E-05	3,4117E-05	3,4117E-05
Eu-153	5,6088E-06	5,6507E-06	5,6507E-06
Gd-155	3,7644E-09	3,8253E-07	3,8253E-07
O-16	4,5960E-02	4,5960E-02	4,5960E-02

Tabela 8. Przypadki obliczeniowe i ich symbole dla świeżego paliwa jądrowego.**Table 8.** Calculation cases and their symbols for fresh nuclear fuel.

Moderator	Reflektor	Grubość reflektora, cm						
		0	10	20	40	60	90	120
H ₂ O	SiO ₂ -dry	zero	sd10	sd20	sd40	sd60	sd90	sd120
	SiO ₂ -wet		sw10	sw20	sw40	sw60	-	-
	H ₂ O		lw10	lw20	lw40	-	-	-
SiO ₂ -wet	SiO ₂ -wet	zero	sw10s	sw20s	sw40s	sw60s	-	-

Tabela 9. Przypadki obliczeniowe i ich symbole dla wypalonego paliwa jądrowego.

Table 9. Calculation cases and their symbols for spent nuclear fuel.

Symbol paliwa	Wypalenie	Czas składowania [lata]	Materiał reflektora/Grubość reflektora, cm							
			0	SiO ₂ -dry			SiO ₂ -wet		H ₂ O	
				10	40	120	10	40	10	40
a	30 GWd/t	0	a-zero	a-sd10	a-sd40	a-sd120	a-sw10	a-sw40	a-lw10	a-lw40
b		30 tys.	b-zero	b-sd10	b-sd40	b-sd120	b-sw10	b-sw40	b-lw10	b-lw40
c		20 milionów	c-zero	c-sd10	c-sd40	c-sd120	c-sw10	c-sw40	c-lw10	c-lw40
d	45GWd/t	0	d-zero	d-sd10	d-sd40	d-sd120	d-sw10	d-sw40	d-lw10	d-lw40
e		30 tys.	e-zero	e-sd10	e-sd40	e-sd120	e-sw10	e-sw40	e-lw10	e-lw40
f		20 milionów	f-zero	f-sd10	f-sd40	f-sd120	f-sw10	f-sw40	f-lw10	f-lw40

wychwyt neutronów w H-1:

$$R_C^{H-1} = \frac{V_R \int_C^{H-1} (\vec{r}, E) dV dE}{P} \quad (5)$$

gdzie P jest szybkością produkcji neutronów w całym układzie, a w praktyce tylko w kasie paliwowej.

$$P = \int_{V_A} \int_{V_R} v (\vec{r}, E) dV dE \quad (6)$$

V_R – objętość reflektora,

V_{FA} – objętość elementu paliwowego,

$(\vec{r}, E)$ – strumień neutronów w punkcie $\vec{r}$ i o energii E ,

– liczba neutronów uwalnianych w jednym rozszczepieniu,

i_f – makroskopowy przekrój czynny na rozszczepienie dla nuklidu i ,

i_s – makroskopowy przekrój czynny na rozpraszanie,

i_c – makroskopowy przekrój czynny na wychwyt.

Przekrój czynny na rozpraszanie oznacza sumę przekrojów czynnych na rozpraszanie sprężyste i niesprężyste.

Stosunek szybkości absorpcji neutronów do szybkości ich produkcji (6) jest zdefiniowany następująco:

$$\frac{A}{P} = \frac{V_{FA} \int_{V_R} a (\vec{r}, E) dV dE}{V_{FA} \int_{V_R} f (\vec{r}, E) dV dE} \quad (7)$$

gdzie A to szybkość absorpcji, a P jest szybkością produkcji neutronów w całym układzie. Wielkość ta może być użyta do obliczenia prawdopodobieństwa ucieczki neutronów z układu.

Stosunek szybkości ucieczki (L) do szybkości produkcji (P), obliczony z równania zamieszczonego poniżej, używany jest w benchmarku do porównań. Jest to ważna wielkość w badaniach efektu reflektora.

$$\frac{L}{P} = \frac{1}{k_{eff}} \frac{A}{P} \quad (8)$$

Równanie to wywodzi się z podstawowej definicji k-eff:

$$k_{eff} = \frac{P}{A} \frac{A}{L} \quad (9)$$

W benchmarku zadaniem koordynatora było policzenie stosunku szybkości ucieczki do szybkości produkcji (L/P), z użyciem danych dostarczonych przez uczestników.

Udział strumienia termicznego, wymagany w punkcie 4, jest zdefiniowany jako stosunek strumienia termicznego do całkowitego strumienia neutronów, przy czym graniczną wartością energii neutronów termicznych jest 0,625 eV. Udział strumienia termicznego w obszarze paliwowym jest zdefiniowany następująco:

$$SI_{th} = \frac{\int_{thermal} (\vec{r}, E) dV dE}{\int_{total} (\vec{r}, E) dV dE} = \frac{\int_{thermal} (\vec{r}, E) dV dE}{\int_{thermal} (\vec{r}, E) dV dE + \int_{fast} (\vec{r}, E) dV dE} \quad (10)$$

gdzie całkowanie po objętości odbywa się po wszystkich elementach zestawu paliwowego V_{FA} : pastylki paliwowe, koszulki, rury wiodące i obszary moderatora,

$\int_{thermal}$ – oznacza całkę po zakresie energii termicznej,

$\int_{thermal} + \int_{fast}$ – oznacza całkę po całym zakresie energii.

B. Wypalone paliwo jądrowe

Dla przypadków wypalonego paliwa wymagane było dostarczenie:

1. Efektywnego współczynnika mnożenia (k-eff).

5. Model obliczeniowy zasobnika z kasetą paliwową w programie KENO-VI/SCALE

Obliczenia wykonano z wykorzystaniem kodu Monte Carlo KENO-VI z pakietu kodów SCALE6.1 [13]. System kodów SCALE (*Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation*), opracowywany w Oak Ridge National Laboratory, jest szeroko stosowany na świecie m.in. do analiz krytyczności.

Ze względu na warunek benchmarku dwuwymiarowego modelowania rozpatrywanego układu, tzn. kasety paliwowej w bloku reflektora, w opracowanym modelu przyjęto odbicie (*mirror*), jako osiowy warunek brzegowy. Na bocznych ścianach bloku, zgodnie ze specyfikacją benchmarku, jako warunek brzegowy przyjęto próżnię (*vacuum*). Obli-

czenia były wykonywane z użyciem 238-grupowej biblioteki ENDF/B-VII, oznaczonej w pakiecie SCALE jako v7-238.

Wszystkie przypadki obliczeniowe prowadzono dla następujących parametrów:

- NGEN=50000 – liczba neutronów na generację,
- NPG= 250 – liczba generacji,
- NSK=10 – liczba pierwszych generacji opuszczanych w obliczeniach k-eff.

Aby wyznaczyć wymagane w benchmarku szybkości rozpraszania i absorpcji oraz udział strumienia neutronów termicznych, użyto modułu KMART6 (*Keno Module for Activity-Reaction Rate Tabulation*). Moduł KMART produkuje osobny plik wynikowy z rozszerzeniem .kmt. W pliku znajdują się przedziały grup energetycznych i odpowiadające im przedziały letargii, szybkości reakcji w poszczególnych obszarach komórki paliwowej dla wybranych w pliku wejściowym reakcji, rozpisane na grupy energetyczne oraz wartość ich sumy po wszystkich grupach. Poza tym KMART podaje wartości gęstości strumienia neutronów dla każdej grupy energetycznej oraz ich sumę po grupach dla poszczególnych obszarów.

5.1. Szybkość rozpraszania i absorpcji neutronów na wybranych nuklidach w reflektorze odniesiona do szybkości ich produkcji w całym zasobniku

Szybkość reakcji rozpraszania i wychwytu w reflektorze, wyrażone wzorami (1)÷(5), i stosunek szybkości absorpcji do szybkości produkcji neutronów (7) w całym układzie zawierają odniesienie do wielkości P określonej wzorem (6). Jest ona równa iloczynowi średniej liczby neutronów wyzwanych w rozszczepieniu i liczby rozszczepień $\int_f (\bar{r}, t)$, scałkowanemu po objętości, w której zachodzą rozszczepienia, i po energii (grupach energetycznych). Rozszczepieniom w świeżym paliwie podlegają wyłącznie U-235 i U-238, znajdujące się w komórce paliwowej. Identyfikatorem szybkości produkcji neutronów rozszczepieniowych, $\int_f (\bar{r}, t)$, jest MT = 1452. Po wybraniu tej reakcji dla obu nuklidów uranu KMART podaje dla nich wartości całek (6) w obszarze paliwowym. Suma tych całek jest szybkością produkcji neutronów w układzie – P.

Szybkości reakcji rozpraszania, wyrażone wzorami (1), (2) i (4), obejmują rozpraszanie sprężyste i niesprężyste. Rozpraszanie sprężyste ma identyfikator MT = 2, a niesprężyste – MT = 4. Suma szybkości obu typów rozpraszania odpowiada wartości licznika we wzorach (1), (2) i (4). Szybkości reakcji wychwytu neutronów w reflektorze, wyrażone wzorami (3) i (5), zawierają wszystkie te reakcje, w których w kanale wyjściowym znika neutron.

5.2. Całkowita szybkość absorpcji neutronów odniesiona do ich produkcji w całym zasobniku

Szybkość absorpcji neutronów w całym układzie – A, wyrażona licznikiem wzoru (7), musi obejmować wszystkie reakcje, w których jest tracony neutron, na wszystkich

nuklidach znajdujących się w układzie. Ponieważ w benchmarku szybkość absorpcji była wymagana tylko dla świeżego paliwa, do jej obliczenia w całym zasobniku należało uwzględnić pochłanianie na wszystkich nuklidach tego paliwa, tzn. H-1, O-16, Si-28, Zr-40, U-235 i U-238, a następnie je zsumować. Dla nuklidów rozszczepialnych należy wybrać zespół reakcji o identyfikatorze MT = 27, ponieważ obejmują one także absorpcję neutronów prowadzącą do rozszczepienia. Dla pozostałych nuklidów można wybrać zespół MT = 27 lub MT = 101. Jeżeli jakiś nuklid występuje w różnych miejscach układu, do sumowania należy przyjąć wielkość oznaczoną w pliku wynikowym jako *total*.

5.3. Udział strumienia neutronów termicznych

W rozpatrywanym układzie pojemnika z kasetą paliwową różne od zera strumienie neutronów są w komórce odpowiadającej prętowi paliwowemu oraz komórce odpowiadającej rurze wiodącej pręta kontrolnego. Aby obliczyć udział strumienia termicznego SI^{th} , w tym przypadku wzór (10) przyjmie postać:

$$SI^{th} = \frac{\frac{th}{3.1} V_{3.1}}{\frac{tot}{3.1} V_{3.1}} + \frac{\frac{th}{3.2} V_{3.2}}{\frac{tot}{3.2} V_{3.2}} + \frac{\frac{th}{3.3} V_{3.3}}{\frac{tot}{3.3} V_{3.3}} + \frac{\frac{th}{4.1} V_{4.1}}{\frac{tot}{4.1} V_{4.1}} + \frac{\frac{th}{4.2} V_{4.2}}{\frac{tot}{4.2} V_{4.2}} + \frac{\frac{th}{4.3} V_{4.3}}{\frac{tot}{4.3} V_{4.3}} \quad (10')$$

gdzie

$\frac{th}{i,j}$ – gęstość strumienia neutronów termicznych w regionie j komórki i,

$\frac{tot}{i,j}$ – gęstość całkowitego strumienia neutronów w regionie j komórki i,

$V_{i,j}$ – objętość regionu j w komórce i.

W tym przypadku $i = 3$ oznacza komórkę paliwową, a w niej odpowiednie materiały: $j = 1$ – paliwo, $j = 2$ – koszulkę, $j = 3$ – moderator, z kolei $i = 4$ oznacza komórkę rury wiodącej, a w niej materiały: $j = 1$ – moderator, $j = 2$ – rura wiodąca, $j = 3$ – moderator.

W obliczeniach korzystano z 238-grupowej biblioteki ENDF/B-VII. W specyfikacji benchmarku przyjęto, że neutrony o energii do 0,625 eV to neutrony termiczne. Odpowiadają im grupy energetyczne od 200 do 238.

W celu usprawnienia obliczeń udziału strumienia neutronów termicznych SI^{th} napisano specjalny program, do którego wczytywano gęstości strumienia dla 238 grup energetycznych, kolejno dla poszczególnych obszarów (3.1), (3.2), ..., (4.3). Następnie program obliczał sumy $\frac{th}{i,j}$ po grupach termicznych, sumy $\frac{tot}{i,j}$ po wszystkich grupach energetycznych, a następnie obliczał SI^{th} według wzoru (10').

6. Wyniki obliczeń

Wyniki obliczeń zebrano w tabelach 10–13 oraz na wykresach – rysunki 4–12.

Tabela 10. Obliczone efektywne współczynniki mnożenia dla świeżego paliwa jądrowego.

Table 10. Calculated effective multiplication factors for fresh nuclear fuel.

Moderator	Reflektor	Grubość reflektora cm	Przypadek	k-eff	k-eff
H ₂ O	-	0	zero	0,65433	0,00024
	SiO ₂ -dry	10	sd10	0,7975	0,00023
		20	sd20	0,8648	0,00028
		40	sd40	0,93683	0,00022
		60	sd60	0,97253	0,00030
		90	sd90	0,99091	0,00022
		120	sd120	0,99418	0,00023
	SiO ₂ -wet	10	sw10	0,93932	0,00025
		20	sw20	0,9721	0,00023
		40	sw40	0,97442	0,00022
		60	sw60	0,97426	0,00023
	H ₂ O	10	lw10	0,92471	0,00027
		20	lw20	0,92763	0,00023
		40	lw40	0,92785	0,00027
SiO ₂ -wet	-	0	zeros	0,30748	0,00016
	SiO ₂ -wet	10	sw10s	0,68641	0,00022
		20	sw20s	0,74013	0,00022
		40	sw40s	0,74323	0,00023
		60	sw60s	0,74335	0,00026

Tabela 11. Obliczone efektywne współczynniki mnożenia dla wypalonego paliwa jądrowego.

Table 11. Calculated effective multiplication factors for spent nuclear fuel.

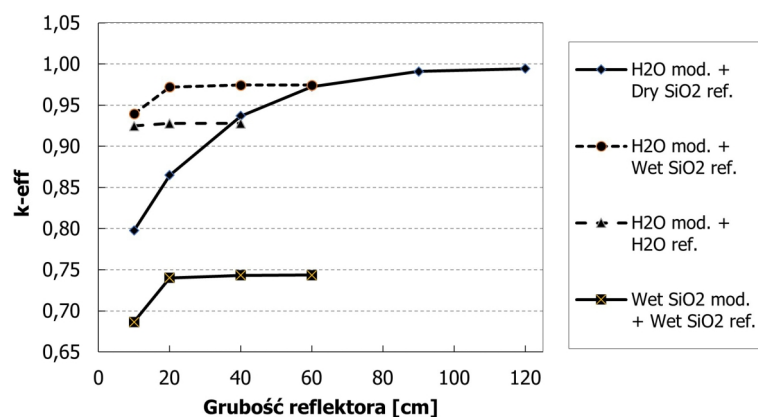
Moderator	Reflektor	Przypadek	k-eff					
			30 GWd/t			45 GWd/t		
			0 lat	30 tys. lat	20 mln lat	0 lat	30 tys. lat	20 mln lat
			a	b	c	d	e	f
H ₂ O	-	zero	0,54004	0,52456	0,52077	0,49136	0,45370	0,44549
	SiO ₂ -dry	sd10	0,65706	0,63915	0,63634	0,59803	0,55271	0,54430
		sd40	0,77144	0,75126	0,74817	0,72055	0,64901	0,64001
		sd120	0,81878	0,79690	0,79327	0,76466	0,68811	0,67835
	SiO ₂ -wet	sw10	0,77880	0,75840	0,75694	0,70972	0,65702	0,64916
		sw40	0,80867	0,78698	0,78468	0,73767	0,68166	0,67333
	H ₂ O	lw10	0,76844	0,74842	0,74657	0,70119	0,64868	0,64077
		lw40	0,77125	0,75066	0,74902	0,70375	0,65056	0,64357

Tabela 12. Niepewności efektywnych współczynników mnożenia dla wypalonego paliwa jądrowego.**Table 12.** Uncertainties of effective multiplication factors for spent nuclear fuel.

Moderator	Reflektor	Przypadek	k-eff					
			30 GWd/t			45 GWd/t		
			0 lat	30 tys. lat	20 mln lat	0 lat	30 tys. lat	20 mln lat
			a	b	c	d	e	f
H ₂ O	-	zero	0,00023	0,00020	0,00019	0,00023	0,00017	0,00018
	SiO ₂ dry	sd10	0,00021	0,00019	0,00021	0,00020	0,00018	0,00018
		sd40	0,00021	0,00020	0,00021	0,00019	0,00018	0,00018
		sd120	0,00021	0,00020	0,00022	0,00020	0,00017	0,00017
	SiO ₂ -wet	sw10	0,00019	0,00018	0,00023	0,00018	0,00021	0,00018
		sw40	0,00021	0,00021	0,00021	0,00018	0,00022	0,00017
	H ₂ O	lw10	0,00020	0,00018	0,00017	0,00020	0,00020	0,00017
		lw40	0,00024	0,00022	0,00018	0,00017	0,00018	0,00016

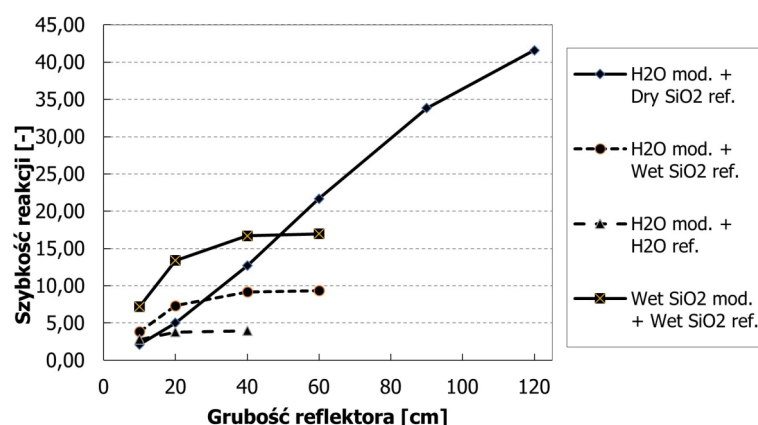
Tabela 13. Obliczony udział strumieni neutronów termicznych dla kasety ze świeżym paliwem jądrowym.**Table 13.** Calculated share of thermal neutron fluxes for the fresh nuclear fuel assembly.

Moderator	Reflektor	Grubość Reflektora [cm]	Przypadek	SI-th
H ₂ O	-	0	zero	0,1196797
	SiO ₂ -dry	10	sd10	0,130268
		20	sd20	0,1359356
		40	sd40	0,1431436
		60	sd60	0,1475783
		90	sd90	0,1500567
		120	sd120	0,1505556
H ₂ O	SiO ₂ -wet	10	sw10	0,1582634
		20	sw20	0,1632351
		40	sw40	0,1635956
		60	sw60	0,1634879
H ₂ O	H ₂ O	10	lw10	0,1650069
		20	lw20	0,165509
		40	lw40	0,1655504
SiO ₂ -wet	-	0	zeros	0,03628713
	SiO ₂ -wet	10	sw10s	0,08551001
		20	sw20s	0,09248181
		40	sw40s	0,09282792
		60	sw60s	0,09286775



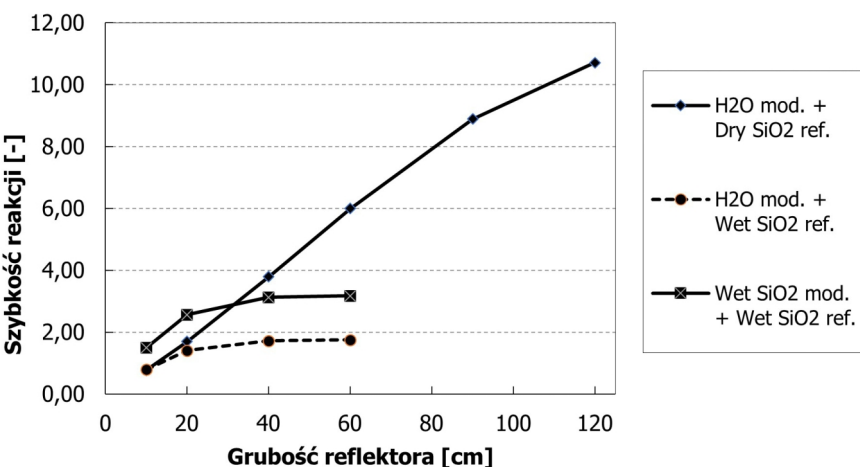
Rys. 4. Efektywne współczynniki mnożenia neutronów kasety ze świeżym paliwem jądrowym umieszczonej w zasobniku (opracowanie własne autora).

Fig. 4. Effective neutron multiplication factors of the fresh nuclear fuel assembly placed in the storage container (author's own work).



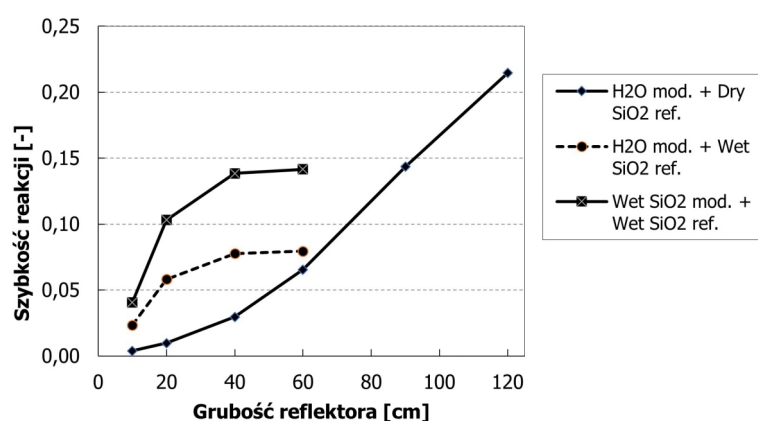
Rys. 5. Szybkość rozpraszania neutronów na O-16 w reflektorze zasobnika z kasetą ze świeżym paliwem jądrowym (opracowanie własne autora).

Fig. 5. Neutron scattering rate on O-16 in the reflector of the container with a fresh fuel nuclear assembly (author's own work).



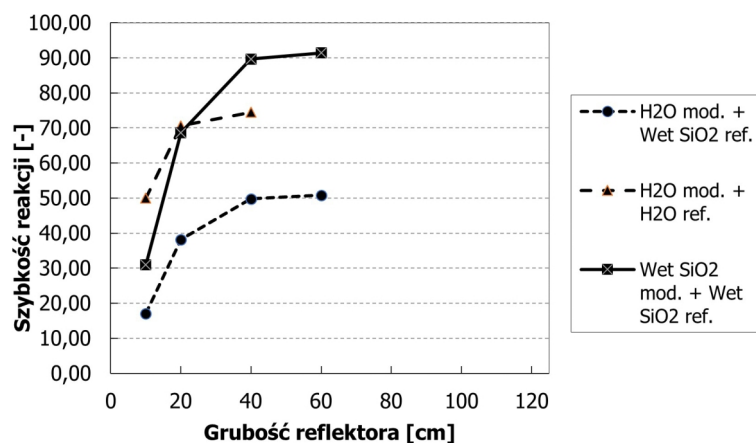
Rys. 6. Szybkość rozpraszania neutronów na Si-28 w reflektorze zasobnika z kasetą ze świeżym paliwem jądrowym (opracowanie własne autora).

Fig. 6. Neutron scattering rate on Si-28 in the reflector of the container with a fresh nuclear fuel assembly (author's own work).



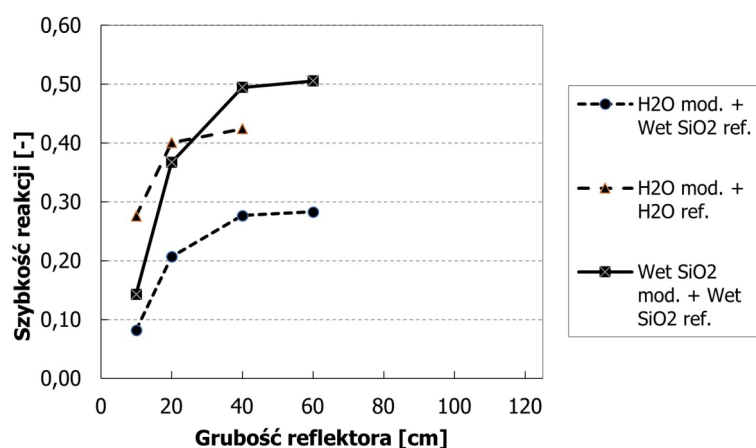
Rys. 7. Szybkość absorpcji neutronów na Si-28 w reflektorze zasobnika z kasetą ze świeżym paliwem jądrowym (opracowanie własne autora).

Fig. 7. The rate of neutron absorption on Si-28 in the reflector of the container with a fresh nuclear fuel assembly (author's own work).



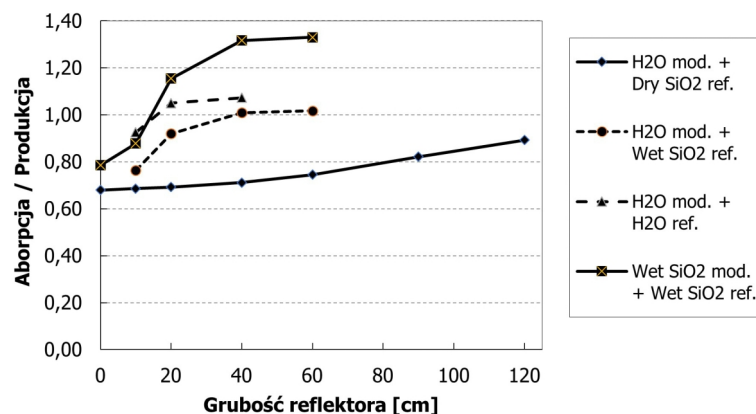
Rys. 8. Szybkość rozpraszania neutronów na H-1 w reflektorze zasobnika z kasetą ze świeżym paliwem jądrowym (opracowanie własne autora).

Fig. 8. Neutron scattering rate on H-1 in the reflector of the container with a fresh nuclear fuel assembly (author's own work).



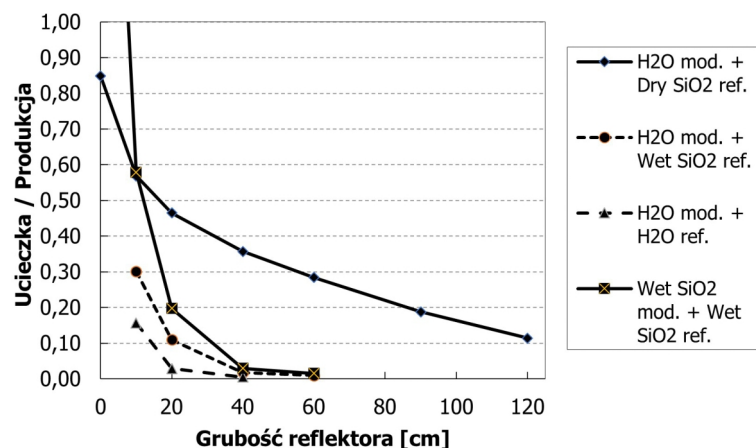
Rys. 9. Szybkość absorpcji neutronów na H-1 w reflektorze zasobnika z kasetą ze świeżym paliwem jądrowym (opracowanie własne autora).

Fig. 9. Neutron absorption rate on H-1 in the reflector of the container with a fresh nuclear fuel assembly (author's own work).



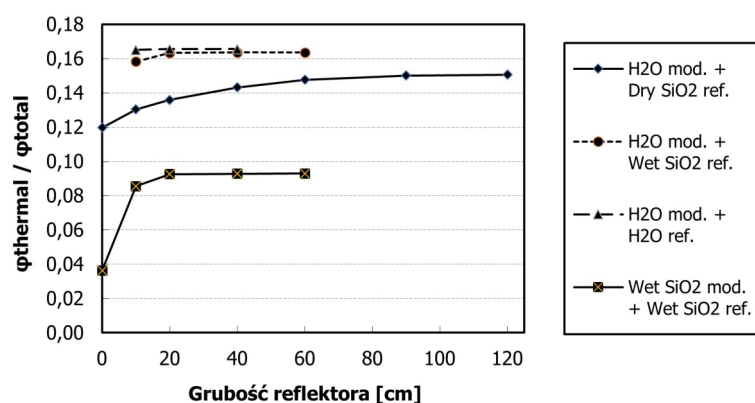
Rys. 10. Stosunek całkowitej szybkości absorpcji neutronów do ich produkcji w całym zasobniku z kasetą ze świeżym paliwem jądrowym (opracowanie własne autora).

Fig. 10. The ratio of the total neutron absorption rate to neutron production rate in the entire fresh nuclear fuel assembly (author's own work).



Rys. 11. Stosunek szybkości ucieczki neutronów do ich produkcji dla zasobnika z kasetą ze świeżym paliwem jądrowym (opracowanie własne autora).

Fig. 11. The ratio of neutron escape rate to neutron production for a container with a fresh nuclear fuel assembly (author's own work).



Rys. 12. Udział strumienia neutronów termicznych w zasobniku z kasetą ze świeżym paliwem jądrowym (opracowanie własne autora).

Fig. 12. The fraction of thermal neutron flux in the container with the fresh nuclear fuel assembly (author's own work).

7. Podsumowanie

Przeprowadzone obliczenia wykazały, że w żadnym z rozpatrywanych przypadków nie wystąpił stan krytyczny. Najbliższe stanu krytycznego przypadki (k_{eff} ponad 0,99) zaobserwowano dla świeżego paliwa jądrowego z wodą jako moderatorem oraz suchym SiO₂ jako reflektorem, szczególnie dla dużych grubości reflektora – 90 i 120 cm. Wszystkie analizowane konfiguracje wypalonego paliwa jądrowego, zarówno dla wypalenia 30 GWd/t, jak i 45 GWd/t, charakteryzowały się współczynnikiem mnożenia neutronów znacznie poniżej wartości 1.

W wynikach benchmarku OECD [1], obejmujących łącznie dziewięć instytutów z ośmiu krajów, zaobserwowano jednoznaczną tendencję wzrostu współczynnika mnożenia neutronów wraz ze zwiększaniem grubości reflektora SiO₂. Wszystkie układy z reflektorem wykazywały wyższe wartości k_{eff} niż analogiczne układy bez reflektora. W szczególności reflektor SiO₂-wet wykazywał istotnie wyższy efekt odbicia niż woda, co potwierdza potrzebę jego szczegółowej analizy w ocenach bezpieczeństwa krytycznościowego.

Benchmark potwierdził również znaczne zmniejszenie współczynnika mnożenia neutronów przy uwzględnieniu wypalenia paliwa (*burnup credit*). Realistyczne składy izotopowe paliwa wypalonego prowadzą do istotnego obniżenia wartości k_{eff} , zapewniając utrzymanie podkrytyczności przez cały przewidywany okres składowania, nawet w najbardziej pesymistycznych scenariuszach (pełne zalanie, silne odbicie neutronów).

Uzyskana zgodność wyników obliczeń prowadzonych przez uczestników benchmarku różnymi kodami komputerowymi (MVP, SCALE, MONK, MCNP, SERPENT, MORET) i z wykorzystaniem różnych bibliotek danych jądrowych (ENDF/B, JENDL, JEFF, CENDL) potwierdziła ich wiarygodność i spójność. Niewielkie rozbieżności wynikające z zastosowania starszych bibliotek danych jądrowych lub uproszczonych modeli materiałowych nie wpłynęły istotnie na ogólną ocenę krytyczności.

Podsumowując, przeprowadzone badania wykazały, że uwzględnienie realistycznych właściwości reflektora SiO₂ w analizach krytyczności jest istotne dla rzetelnej oceny bezpieczeństwa głębokiego składowania wypalonego paliwa jądrowego. Mimo konserwatywnych założeń stosowanych w analizach, uzyskane wyniki wskazują na wysoki poziom bezpieczeństwa proponowanych rozwiązań, zapewniając dużą odporność na potencjalne zmiany konfiguracji geometrii i materiału w długim okresie składowania.

Notka o autorze

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

Literatura

1. NEA, *Used Nuclear Fuel Criticality Safety Benchmark SiO₂ Reflector Effect: The Reflector Effect of Silicon Dioxide (SiO₂) for the Criticality Safety of Direct Disposal of Used Nuclear Fuel* (OECD Publishing, Paris, 2020).
2. V. L. Putman, *Criticality Safety Basics, a Study Guide* (1999), <https://doi.org/10.2172/751136>.
3. OECD-NEA, *Summary Record of the IGSC Topical Session 2017* (Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-operation and Development, 2017).
4. F. Johansson *et al.*, *Criticality Effects of Long-Term Changes in Material Compositions and Geometry in Disposal Canisters with Insert Rebus Concept 1 P355N and P460N* (Svensk Kärnbränslehantering AB, 2024).
5. R. Shrestha *et al.*, “Anaerobic microbial corrosion of carbon steel under conditions relevant for deep geological repository of nuclear waste,” *Sci. Total Environ.* 800, 149539 (2021).
6. Nuclear Decommissioning Authority, *Geological Disposal: Criticality Safety Status Report (DSSC/458/01)* (United Kingdom, 2016).
7. L. Price, *International Approaches to Postclosure Criticality Safety – United States* (Sandia National Laboratories, 2022).

8. L. Price, H. Alsaed, E. Basurto, A. Salazar, G. Davidson, and M. Swinney, "Assessing the Consequences of Postclosure Criticality in Spent Nuclear Fuel," *Nucl. Technol.* 210(9), 1549–1566 (2024).
9. A. G. Croff, "ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials," *Nucl. Technol.* 62, 335 (1983).
10. S. B. Ludwig and A. G. Croff, "Revision to ORIGEN2 – Version 2.2," Transmittal Memo of CCC-0371/17 (Oak Ridge National Laboratory, 2002).
11. K. Okumura, K. Sugino, K. Kojima, T. Jin, T. Okamoto and J. Katakura, "A set of ORIGEN2 cross section libraries based on JENDL-4.0: ORLIBJ40," *JAEA Data/Code* 2012-032 (2012) [in Japanese].
12. M. Takano, *OECD/NEA Bunrup Credit Criticality Benchmark – Result of Phase-1A*, *JAERI-M* 94-003 (1994).
13. SCALE: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design, ORNL/TM-2005/39, Version 6.1 (June 2011).