

MATEUSZ ZEGAR

SKN Zrównoważonego Rozwoju, Wydział Technologiczno-Przyrodniczy, Uniwersytet Rzeszowski
SKN Koło Naukowe Fizyków Uniwersytetu Rzeszowskiego, Wydział Nauk Ścisłych i Technicznych,
Uniwersytet Rzeszowski

**SZYBKİ, MAŁY REAKTOR JĄDROWY JAKO NARZĘDZIE
TRANSFORMACJI W KIERUNKU GOSPODARKI O OBIEGU
ZAMKNIĘTYM**

Abstrakt: Celem pracy jest przedstawienie koncepcji ukierunkowania wybranego segmentu w energetyce jądrowej na model gospodarki cyrkularnej poprzez wykorzystanie zużytego uranu (DU). Obecnie jest on składowany jako produkt uboczny powstający w procesach wzbogacania uranu naturalnego, jednak w proponowanym ujęciu może pełnić rolę wsadu do wytwarzania paliwa jądrowego przy jednoczesnej produkcji energii elektrycznej. Opracowano uruchamialny model małego reaktora szybkiego w układzie seed-blanket z paliwem w postaci azotku uranu $UN(^{15}N)$. W ujęciu środowiskowym rozwiązanie może poprawić efektywność wykorzystania zasobów i ograniczyć antropopresję związaną z pozyskiwaniem surowców pierwotnych. Przesunięcie popytu materiałowego z wydobywania na zagospodarowanie DU wspiera ochronę środowiska przyrodniczego. Wpisuje się tym samym w cele zrównoważonego i odpowiedzialnego rozwoju energetyki.

Słowa kluczowe: energetyka jądrowa, reaktor prędkoneutronowy, zużyty uran, breed-and-burn, zamknięty cykl paliwowy, zrównoważony rozwój

FAST, SMALL NUCLEAR REACTOR AS AN INSTRUMENT FOR CIRCULAR-ECONOMY TRANSITION:

Abstract: The aim of this work is to present a concept for reorienting a selected segment of the nuclear energy sector toward a circular-economy model by utilizing depleted uranium (DU). DU is currently stockpiled as a side product generated during uranium enrichment; however, in the proposed approach it can serve as feedstock for nuclear-fuel production while simultaneously generating electricity. An executable, simulation model of a small fast reactor in a seed-blanket configuration using uranium nitride fuel $UN(^{15}N)$ was developed. From an environmental perspective, the concept may improve resource-use efficiency and reduce anthropogenic pressure associated with the extraction of primary raw materials. Shifting material demand from mining to the utilization of DU supports the protection of the natural environment. The proposed approach therefore aligns with the goals of sustainable and responsible energy development.

Keywords: nuclear power, fast neutron reactor, depleted uranium, breed-and-burn, closed fuel cycle, sustainable development

DOI: 10.15584/pjsd.2026.30.1.10

I. WSTĘP

Energia jądrowa należy do źródeł o bardzo niskich emisjach podczas pracy elektrowni; jej oddziaływania środowiskowe wynikają głównie z całego łańcucha paliwowego (pozyskanie uranu, produkcja paliwa oraz gospodarka odpadami) aniżeli z procesów bezpośredniej produkcji energii elektrycznej. Rozwój technologii w tej dziedzinie powinien więc koncentrować się na rozwiązaniach wydajnych i bezpiecznych, zgodnych z ideą zrównoważonego rozwoju oraz zasadą ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*), zakładającą ograniczanie oddziaływań do poziomu rozsądnie osiągalnego (OECD/NEA, 2025).

Współczesna energetyka jądrowa opiera się głównie na otwartym cyklu paliwowym, w którym wypalone paliwo nie jest przetwarzane i staje się odpadem, co w dłuższej perspektywie prowadzi do stopniowego wyczerpywania zasobów łatwo dostępnego uranu (rzędu 100–300 lat przy obecnym zużyciu) (tabela 1). Odpady radioaktywne wymagają długoterminowego zarządzania, dlatego w uzasadnionych przypadkach pożądane jest ograniczanie ich masy i łącznej aktywności.

Jednym z podejść wdrożenia idei zrównoważonego rozwoju jest zamknięty cykl paliwowy, obejmujący m.in. odzysk i recykling składników wypalonego paliwa (np. uranu i plutonu) w celu ponownego wykorzystania, co może zmniejszać zużycie uranu naturalnego oraz ograniczać ilość i długoterminową uciążliwość odpadów (Taylor, 2022).

Tabela 1 - Table 1

Oszacowanie czasu (w latach) do wyczerpania zasobów uranu w zależności od zastosowanej technologii
Estimated time (years) to depletion of uranium resources depending on the applied technology

Kategoria zasobów uranu <i>Category of uranium resources</i>	Znane zasoby komercyjnego uranu / <i>Known resources of commercial uranium</i>	Konwencjonalne źródła wydobycia uranu jako produkt lub współprodukt <i>Conventional uranium production sources (as product or by-product)</i>	Konwencjonalne i niekonwencjonalne źródła uranu <i>Conventional and non-conventional uranium sources</i>
Reaktory II, III, III+ generacji w otwartym cyklu paliwowym / <i>Generation II, III, III+ reactors in an open fuel cycle</i>	100	300	1690
Prędkie reaktory powielające IV generacji, zamknięty cykl paliwowy <i>Generation IV fast breeder reactors, closed fuel cycle</i>	24000	71000	472 000

Źródło / Source: (Słowiński, 2022)

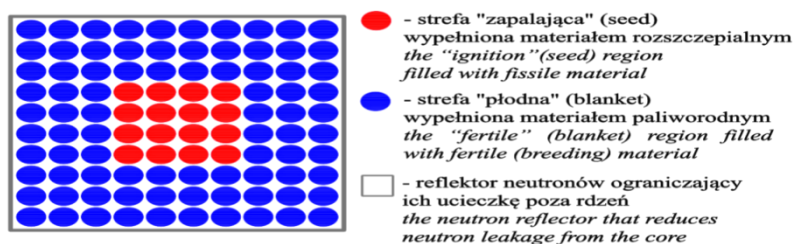
Recykling wypalonego paliwa wiąże się z istotnym wyzwaniem - w niektórych, konwencjonalnych technologiach przetwarzania mogą powstawać strumienie materiałów zawierające relatywnie „czysty” pluton, który w skrajnych przypadkach może zostać wykorzystany do celów militarnych, co rodzi ryzyko rozprzestrzeniania broni jądrowej.

Jednym z podejść ograniczających potrzebę zewnętrznego wydzielania plutonu może być wdrożenie idei szybkich (prędkich) reaktorów typu breed-and-burn. Reaktory tego typu w dużym uproszczeniu składają się z dwóch stref (rys. 1) strefy *seed* (strefy płodnej), której zadaniem jest generowanie wolnych neutronów poprzez procesy rozszczepienia jąder ciężkich pierwiastków w reakcji łańcuchowej; oraz strefy *blanket* (strefy „otulającej” strefę *seed*) bogatej

w uran-238 - niezdolny do podtrzymania reakcji łańcuchowej, który pochłaniając prędkie neutrony może poprzez szereg przemian (rys. 2) przekształcić się m.in. w pluton-239, który jest zdolny do podtrzymania reakcji łańcuchowej niezbędnej do produkcji energii elektrycznej. Dzięki takiemu podejściu możliwe jest wytwarzanie i wykorzystywanie paliwa jądrowego bezpośrednio w reaktorze (OECD-NEA, 2001; Cogswell, 2016).

Większość obecnie stosowanych elektrowni jądrowych wykorzystuje paliwo, w którym uran musi zostać wzbogacony. Uran naturalny składa się głównie z uranu-238 (około 99,3%) oraz niewielkiej ilości uranu-235 (około 0,7%). Wzbogacanie polega na zwiększeniu udziału uranu-235 (izotopu, który najłatwiej ulega rozszczepieniu) kosztem uranu-238. Proces wzbogacania generuje znaczne ilości zubożonego uranu (DU); globalne zasoby DU szacuje się na ponad 1,2 mln ton (OECD-NEA, 2001). Wykorzystanie tych zasobów do produkcji energii elektrycznej w reaktorach prędkich może znacznie wydłużyć perspektywę wyczerpywania zasobów uranu przesuwając obciążenia środowiskowe z wydobycia na przetworzenie i ponowne użycie materiału (Słowiński, 2022; Pucciarelli, 2024; Cochran, 2010]. Warto nadmienić, że w kontekście między innymi energetyki jądrowej izotopy tego samego pierwiastka mogą mieć zupełnie różne właściwości - prawdopodobieństwo rozszczepienia uranu-235 i związana z tym emisja swobodnych neutronów kontynuujących reakcję łańcuchową jest rzędu wielkości większe niż w przypadku uranu-238. Prawdopodobieństwo rozszczepienia jądra po wychwycie neutronu jest zdecydowanie większe dla jąder posiadających parzystą liczbę protonów oraz nieparzystą liczbę neutronów jak na przykład: uran-233, uran-235, pluton-239.

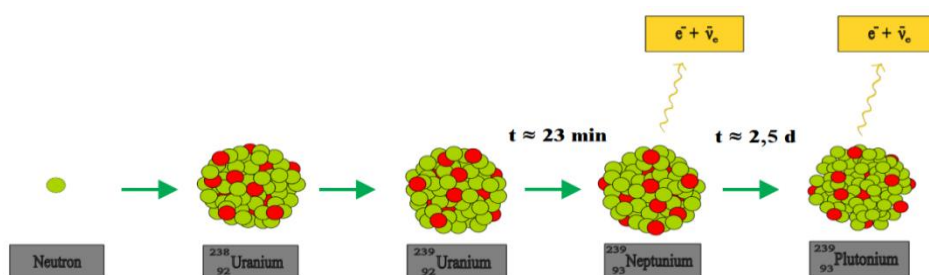
W dalszej części analizy zastosowano notację izotopową tj. ^{238}U , ^{239}Pu (analogicznie dla innych izotopów).



Źródło / Source: opracowanie własne na podstawie IAEA (2002) / own elaboration based on IAEA (2002)

Rys. 1. „Uproszczona geometria układu seed-blanket reaktora jądrowego”

Fig. 1. „A simplified geometry of the seed-blanket arrangement in a nuclear reactor”



Źródło / Source: opracowanie własne na podstawie IAEA (1998) / own elaboration based on IAEA (1998)

Rys. 2. „Przekształcenie ^{238}U w ^{239}Pu poprzez wychwyt prędkiego neutronu i następujące po nim dwa rozpady beta”

Fig. 2. „Conversion of ^{238}U to ^{239}Pu via fast-neutron capture followed by two beta decays”

Celem artykułu jest opis rozumowania sprawdzającego, czy mały reaktor na szybkie neutrony w układzie seed-blanket, z dominującym udziałem zubożonego uranu w rdzeniu, może osiągnąć i utrzymać krytyczność (czyli pracować stabilnie dzięki samopodtrzymującej się reakcji). Kluczowe znaczenie ma tu wykorzystanie zubożonego uranu i plutonu powstającego w rdzeniu z ^{238}U , który następnie bierze udział w wytwarzaniu energii. Celem artykułu jest także ocena tego rozwiązania w kontekście zrównoważonego rozwoju energetyki jądrowej oraz ochrony środowiska przyrodniczego, przez zamknięcie obiegu paliwowego.

II. METODA PRACY

Przegląd literatury wykonano z wykorzystaniem Google Scholar, stosując słowa kluczowe: energetyka jądrowa, ochrona środowiska, zrównoważony rozwój oraz zamknięty cykl paliwowy. Uwzględniono wybrane publikacje z lat 2010–2025 dostępne w czasie prowadzenia przeglądu.

W pracy zaproponowano koncepcję małego reaktora prędkiego i przeprowadzono analizę krytyczności w środowisku Python z użyciem metody Monte Carlo (OpenMC). Zastosowano parametryzowaną geometrię rdzenia, którą korygowano iteracyjnie do spełnienia przyjętego kryterium krytyczności. Jako paliwo przyjęto azotek uranu (UN) ze względu na korzystne właściwości w widmie prędkim (m.in. większa gęstość uranu i lepsza przewodność cieplna) [Tian 2022]. Dodatkowo rozważono wariant z izotopem ^{15}N w celu ograniczenia reakcji $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$ (Ekberg, 2018).

Choć dodatek plutonu do strefy seed ułatwia uzyskanie krytyczności (zwiększa współczynnik mnożenia neutronów k), wiąże się z bardziej rygorystycznymi wymaganiami zabezpieczeń, transportu i ochrony fizycznej materiałów jądrowych (IAEA, 2011). Prowadzona analiza ma charakter uproszczony: uwzględniono przemiany ^{238}U , ^{235}U i ^{239}Pu , pomijając pozostałe aktynowce, które mogą istotnie wpływać na bilans neutronowy i cieplny (np. dodatkowe wydzielanie ciepła od izotopów plutonu) (IAEA, 2011). Czasy w tabeli 1 należy traktować jako oszacowania; w analizach rozszerzonych konieczne jest uwzględnienie pełnego składu izotopowego. Obliczenia wykonano z użyciem przedstawionego dalej kodu i bibliotek danych.

Aby ocenić możliwość stabilnej pracy reaktora, obliczono współczynnik powielania k dla różnych konfiguracji rdzenia. Celem było określenie wpływu założeń geometrycznych i materiałowych (dominujący udział zubożonego uranu oraz paliwo HALEU w strefie seed) na możliwość osiągnięcia stanu krytycznego. Stan krytyczny oznacza, że reakcja łańcuchowa jest stabilna i samopodtrzymująca się czyli średnio każde rozszczepienie prowadzi do kolejnego. W ujęciu technicznym to współczynnik powielania neutronów k , który to determinuje charakter pracy reaktora: gdy $k \approx 1$ reaktor pracuje stabilnie (stan krytyczny), gdy $k < 1$ reakcja wygasa (stan podkrytyczny), a gdy $k > 1$ reakcja łańcuchowa narasta a moc ma tendencję do wzrostu (stan nadkrytyczny).

HALEU (*High-Assay Low-Enriched Uranium*) jest to uran o podwyższonym wzbogaceniu, którego udział ^{235}U jest większy niż w typowym paliwie reaktorowym, lecz nie przekracza 19,75%

Kod i biblioteki danych

Obliczenia przeprowadzono w OpenMC metodą Monte Carlo, która w losowy sposób symuluje „losy” bardzo dużej liczby neutronów w rdzeniu (ich zderzenia, pochłanianie i wywoływanie rozszczepień). Pracę reaktora symulowano pod kątem wyznaczenia współczynnika powielania neutronów k .

Architektura rdzenia

Rdzeń odwzorowano jako prostokątną siatkę 49×49 pinów (prętów paliwowych) z wydzielonymi strefami seed i blanket (jak na rys.1). Seed wypełniono paliwem uranowym

HALEU (~19,75% ^{235}U ; ~80,25% ^{238}U) natomiast *blanket* - zubożonym uranem (~0,30% ^{235}U ; ~99,70% ^{238}U). Jako paliwo przyjęto azotek uranu (UN); gęstość spieku dobrano na podstawie danych literaturowych [Yang 2021]. Strefa seed obejmowała 1058 pinów, a blanket 1343 piny; przyjęto promień paliwa 0,496 cm oraz wysokość rdzenia $h = 180$ cm. Łączna masa paliwa w seed wynosiła ok. 2109 kg UN (w tym ~1984 kg uranu, z czego ~392 kg ^{235}U).

Ustawienia Monte Carlo i warunki brzegowe

Dla zapewnienia małej niepewności statystycznej prześledzono liczne historie neutronów (łącznie rzędu 10^6 – 10^7), uzyskując statystyczną niepewność współczynnika powielania około 0,01%. Geometrię rdzenia domknęto od góry i dołu elementami stalowymi w celu uniknięcia „uciekania” neutronów wynikających z niedomknięcia modelu w programie. W symulowanej pracy reaktora neutrony nie były moderowane.

Obliczenia wypalania

Symulacje prowadzono w trybie sprzężonym transport-wypalanie, aktualizując skład paliwa w krokach co 7 dni przy mocy cieplnej 750 MWth. Na każdy krok realizowano $\sim 1,2 \times 10^7$ historii neutronów; wyniki raportowano jako średnią z trzech niezależnych uruchomień. Przyjęto, że wypalenie to zmiana składu izotopowego paliwa w czasie pracy.

Porównania

Wyniki i przyjęte założenia projektowe (wg Liu, 2016) zestawiono z parametrami referencyjnymi reaktora PWR, uwzględniając charakterystyki paliwa, sprawności i wypalania (Hu, 2022).

III. WYNIKI BADAŃ I ICH DYSKUSJA

A. Rozumowanie sprawdzające, czy mały reaktor na szybkie neutrony w układzie seed-blanket z dominującym udziałem zubożonego uranu w rdzeniu, może pracować stabilnie dzięki samopodtrzymującej się reakcji

Warunkiem koniecznym dla określenia czy reaktor może pracować stabilnie było uzyskanie współczynnika mnożenia neutronów k bliskiego 1, co mogłoby wskazywać na możliwość utrzymania kontrolowanej reakcji łańcuchowej.

W trakcie analizy uzyskano również wyniki sprawności obudowy reaktora w utrzymywaniu neutronów w jego wnętrzu oraz wyznaczenie masy wyprodukowanego paliwa - ^{239}Pu którego zadaniem było podtrzymanie pracy reaktora (mnożenie neutronów).

Wyniki współczynnika powielania

W obliczeniach Monte Carlo wykonanych w OpenMC współczynnik powielania neutronów k jest wyznaczany kilkoma niezależnymi metodami estymacji (m.in. na podstawie liczby zderzeń, absorpcji i długości toru neutronów). W niniejszej pracy jako wynik reprezentatywny przyjęto estymator łączony, czyli ważoną kombinację tych estymatorów.. Otrzymano $k = 1,00171 \pm 0,00019$ ($\pm 1\sigma$), co oznacza, że analizowany rdzeń pracuje w stanie bardzo bliskim krytyczności, tj. może utrzymać samopodtrzymującą się reakcję łańcuchową.

Ucieczka neutronów (leakage)

Całkowity ułamek ucieczek na powierzchniach granicznych wyniósł 0.0201 ± 0.00016 (~2.013%), co wskazuje na skuteczność reflektorów w ograniczaniu strat neutronów.

Wytworzony pluton w procesie $^{238}\text{U} \Rightarrow ^{239}\text{Pu}$

W analizowanym wariacie całkowita masa izotopów rozszczepialnych plutonu wzrosła o **2.640681 kg** w ciągu 7 dni pracy, co odpowiada średniemu tempu 0.377 kgPu/dzień.

B. Ocena otrzymanej konfiguracji pod kątem ochrony środowiska oraz założeń gospodarki o obiegu zamkniętym

Aby ocenić, czy analizowany reaktor szybki efektywniej wykorzystuje zasoby uranu naturalnego, porównano wskaźnik zużycia uranu naturalnego na jednostkę wyprodukowanej energii dla rozważanej koncepcji oraz dla reaktora referencyjnego. Jako reaktor referencyjny przyjęto konwencjonalny reaktor PWR (*Pressurized Water Reactor*), w którym woda pod ciśnieniem pełni m.in. rolę chłodziwa i moderatora neutronów.

Warto zaznaczyć, że w tym konwencjonalnym reaktorze energia pochodzi głównie z rozszczepień ^{235}U , natomiast w reaktorze szybkim poza reakcjami rozszczepienia ^{235}U część ^{238}U może zostać przekształcona w izotopy rozszczepialne (np. ^{239}Pu) czyli z materiału „wypełniającego” reaktor izotopy te stają się paliwem.

Podstawowe wzory dla obliczenia parametrów reaktora referencyjnego

Wzór bilansu izotopowego procesu wzbogacenia uranu (Kubowski, 2017):

$$\frac{N}{W} = \frac{x_w \cdot x_z}{x_{\text{nat}} \cdot x_z}, \quad (1.1)$$

gdzie:

N - masa uranu naturalnego, W - masa uranu wzbogaconego, x_w - współczynnik wagowy ^{235}U w uranie wzbogaconym, x_z - współczynnik wagowy ^{235}U w uranie zubożonym, x_{nat} - współczynnik wagowy ^{235}U w uranie naturalnym

Wzór (1.1) przedstawia bilans masy i bilans izotopowy procesu wzbogacania uranu, polegającego na zwiększeniu udziału izotopu ^{235}U w materiale. Równanie pozwala wyznaczyć stosunek masy uranu naturalnego N do masy uranu wzbogaconego W na podstawie udziałów masowych ^{235}U : w uranie wzbogaconym x_w , w uranie zubożonym x_z oraz w uranie naturalnym x_{nat} . Zależność ta wynika bezpośrednio z zachowania całkowitej masy oraz zachowania masy izotopu ^{235}U w strumieniach procesu.

W dalszej części pracy rozróżniono masę metali ciężkich w paliwie (HM) oraz masę uranu naturalnego potrzebną do jego wytworzenia (U_{nat}). Wypalenie BU i wynikająca z niego energia odnoszą się standardowo do jednostki masy HM , dlatego mają charakter parametrów technicznych paliwa. Z kolei wskaźnik I (intensywności), wyrażony w kg/MWh_e , zastosowano do oceny efektywności zasobowej, ponieważ uwzględnia zapotrzebowanie na uran naturalny na etapie wzbogacania. W reaktorze referencyjnym PWR- HM odpowiada w praktyce masie uranu w świeżym paliwie, natomiast w analizowanym reaktorze prędkim obejmuje również pluton powstający podczas pracy rdzenia.

Wytworzona energia elektryczna na 1kg wypalonych metali ciężkich (HM , heavy metal) z paliwa:

$$E_{e/\text{kgHM}} = BU \cdot 24 \cdot \eta, \quad (1.2)$$

gdzie:

BU - wypalenie (*burnup*) paliwa [MWd/kgHM], η - zakładana sprawność konwersji energii, 24 - ilość godzin w ciągu jednej doby

Wzór (1.2) służy do przeliczenia wypalenia paliwa BU wyrażonego w MWd/kgHM na energię elektryczną przypadającą na jednostkę masy HM , wykorzystując zależność $1 \text{ MWd} = 24 \text{ MWh}$ oraz założoną sprawność konwersji η . Masa HM odnosi się do masy uranu w paliwie (bez wkładu azotu).

Intensywność zużycia U_{nat} przez reaktor w trakcie pracy (na MWh_e):

$$I = \frac{\frac{N}{W}}{E_{e/\text{kgHM}}}, \quad (1.3)$$

Wzór (1.3) definiuje intensywność zużycia uranu naturalnego przez reaktor w trakcie pracy jako iloraz stosunku masy uranu naturalnego (N) i uranu wzbogaconego (W) oraz energii elektrycznej uzyskiwanej

z 1 kg *HM* paliwa $E_{e/kgHM}$; w konsekwencji I wyraża masę uranu naturalnego przypadającą na jednostkę wytworzonej energii elektrycznej [$\text{kg U}_{\text{nat}} / \text{MWh}_e$].

Obliczenia dla referencyjnego reaktora wodno-ciśnieniowego (PWR):

x_w = ułamek ^{235}U w uranie wzbogaconym = 0,0495 (4,95% ^{235}U),

x_z = ułamek ^{235}U w uranie zubożonym = 0,0030 (0,30% ^{235}U),

x_{nat} = ułamek ^{235}U w uranie naturalnym = 0,00711 (0,711% ^{235}U),

BU = zakładane wypalenie (*burnup*) paliwa = 45 MWd/kgHM ,

η_{PWR} = zakładana sprawność konwersji energii = 0,33

I_{PWR} = masa uranu naturalnego na 1 MWh_e wytworzonej energii elektr. przez reaktor PWR,

HM = masa uranu w paliwie (bez azotu)

$$\frac{N}{W} = \frac{0,0495 - 0,0030}{0,00711 - 0,0030} \approx 11,31 \quad (2.1)$$

$$E_{e/kgHM} = 45 \frac{\text{MWd}}{\text{kgHM}} \cdot 24 \cdot 0,33 = 356,4 \frac{\text{MWh}_e}{\text{kgHM}} \quad (2.2)$$

$$I_{\text{PWR}} = \frac{\frac{N}{W}}{E_{e/kgHM}} = \frac{11,31}{356,4 \frac{\text{MWh}_e}{\text{kgHM}}} = 0,0317 \frac{\text{kg U}_{\text{nat}}}{\text{MWh}_e} \quad (2.3)$$

Obliczenia dla analizowanego szybkiego reaktora:

x_w = ułamek ^{235}U w uranie wzbogaconym = 0,1975 (19,75% ^{235}U),

x_z = ułamek ^{235}U w uranie zubożonym = 0,0030 (0,30% ^{235}U),

x_{nat} = ułamek ^{235}U w uranie naturalnym = 0,00711 (0,711% ^{235}U),

N = masa uranu naturalnego zużyta do wytworzenia danej ilości uranu wzbogaconego,

W = masa uranu wzbogaconego,

W_{seed} = masa metali ciężkich (uranu wzbogaconego) w strefie seed = 1984,4 kgHM ,

P_{th} = zakładana moc cieplna reaktora = 750 MW_{th} ,

t = czas wypalenia = 7 dni = 168 godz.

η = zakładana sprawność konwersji energii = 0,40

Energia elektryczna wytworzona w ciągu 7 dni:

$$E_{e,7d} = \eta \cdot P_{\text{th}} \cdot t = 0,40 \cdot 750 \text{MW}_{\text{th}} \cdot 168 = 50\,400 \text{MWh}_e \quad (3.1)$$

Równanie (3.1) wyznacza zintegrowaną energię elektryczną $E_{e,7d}$ w analizowanym okresie pracy jako iloczyn zakładanej sprawności konwersji η , mocy cieplnej reaktora P_{th} oraz czasu pracy t (wyrażonego w godzinach).

Energia elektryczna na jednostkę masy metali ciężkich (*HM*) w ciągu 7 dni:

$$E_{e,7d/kgHM} = \frac{E_e}{W_{\text{seed}}} = \frac{50\,400 \text{MWh}_e}{1984,4 \text{kgHM}} = 25,4 \frac{\text{MWh}_e}{\text{kgHM}} \quad (3.2)$$

Równanie (3.2) przelicza energię elektryczną wytworzoną w ciągu 7 dni na jednostkę masy metali ciężkich (*HM*) w strefie seed, dzieląc $E_{e,7d}$ przez W_{seed} (masę *HM* w strefie seed).

Stosunek masy uranu naturalnego do masy uranu wzbogaconego:

$$\frac{N}{W} = \frac{x_w - x_z}{x_{\text{nat}} - x_z} = \frac{0,1975 - 0,0030}{0,00711 - 0,0030} \approx 47,33 \quad (3.3)$$

Równanie (3.3) określa stosunek masy uranu naturalnego (N) do masy uranu wzbogaconego (W) wymagany do uzyskania wzbogacenia x_w przy zadanym wzbogaceniu uranu zubożonego x_z . Zależność wynika z bilansu masy i bilansu izotopowego ^{235}U w procesie wzbogacania.

Zapotrzebowanie na uran naturalny w celu zasilenia strefy seed:

$$Z_{\text{Unat}} = W_{\text{seed}} \cdot \frac{N}{W} = 1984,4 \cdot 47,33 \approx 93\,924 \text{kg U}_{\text{nat}} \quad (3.4)$$

Równanie (3.4) określa całkowitą masę uranu naturalnego Z_{Unat} wymaganą do wytworzenia ilości uranu wzbogaconego potrzebnego do zasilenia strefy seed o masie W_{seed} .
W równaniu wykorzystano stosunek wsadu do produktu wzbogacania (N/W) wynikający z bilansu izotopowego procesu wzbogacania.

Szacunkowy współczynnik określający, ile uranu naturalnego jest potrzebne do uzyskania „ekwiwalentu” 1 kg materiału rozszczepialnego (w obliczeniach przyjęto uproszczenie, że 1 kg wytworzonego ^{239}Pu odpowiada w przybliżeniu 1 kg izotopu ^{235}U w produkcie wzbogacania o udziale x_w):

$$k_{nat} = \frac{\frac{N}{W}}{x_w} = \frac{47,33}{0,1975} = 239,6 \quad (3.5)$$

Równanie (3.5) definiuje współczynnik k_{nat} jako bezwymiarowy mnożnik określający, ile uranu naturalnego przypada na jednostkę „ekwiwalentu” materiału rozszczepialnego w produkcie wzbogacania przy udziale x_w .

Ilość zaoszczędzonych zasobów uranu naturalnego, dzięki wytworzeniu plutonu w reaktorze (po 7 dniach pracy reaktora):

$$U_{saved} = 2,640681 \text{ kg Pu} \cdot 239, \approx 633 \text{ kg U}_{nat} \quad (3.6)$$

Równanie (3.6) określa ekwiwalentną masę „zaoszczędzonego” uranu naturalnego U_{saved} wynikającą z produkcji plutonu w rdzeniu w analizowanym okresie (wynik pochodzący z symulacji), poprzez przemnożenie masy wytworzonego plutonu rozszczepialnego przez współczynnik k_{nat} z równania (3.5).

Ilość zaoszczędzonych zasobów uranu naturalnego dzięki wytworzeniu plutonu w reaktorze (liniowa ekstrapolacja w przeliczeniu na 1 dzień pracy):

$$U_{saved}(d) \cdot \frac{d}{7} = 633 \text{ kg U}_{nat} \cdot \frac{d}{7} \approx 90,43 \frac{\text{kg U}_{nat}}{\text{dzień}} \quad (3.7)$$

Równanie (3.7) wynika z przyjętego uproszczenia liniowej ekstrapolacji, tzn. założenia stałego tempa narastania U_{saved} w czasie: $U_{saved}(d) = U_{saved}(7) \cdot d/7$, co odpowiada średniemu przyrostowi $\approx 90,4 \text{ kg U}_{nat}/d$ wyznaczonemu z kroku 7-dniowego.

Intensywność zaoszczędzonych zasobów uranu naturalnego dzięki produkcji plutonu w reaktorze:

$$I_{saved} = \frac{U_{saved}}{E_{e,7d}} \approx \frac{633 \text{ kg U}_{nat}}{50400 \text{ MWh}_e} \approx 0,0126 \frac{\text{kg U}_{nat}}{\text{MWh}_e} \quad (3.8)$$

Wskaźnik I_{saved} zdefiniowano jako ilość zaoszczędzonych zasobów uranu naturalnego na jednostkę energii elektrycznej, tj. iloraz ekwiwalentnej masy „zaoszczędzonego” uranu naturalnego U_{saved} (wynikającej z produkcji plutonu) oraz zintegrowanej energii elektrycznej $E_{e,7d}$.

Zapotrzebowanie na zasoby (intensywność zużycia) uranu naturalnego na jednostkę energii w funkcji czasu pracy reaktora (zgodnie z symulacją 7 dni pracy reaktora):

$$I(d) = \frac{Z_{Unat} - U_{saved}}{E_{e,7d}} = \frac{93\,924 \text{ kg U}_{nat} - 633 \text{ kg U}_{nat}}{50\,400 \text{ MWh}_e} \approx 1,851 \frac{\text{kg U}_{nat}}{\text{MWh}_e} \quad (3.9)$$

Wskaźnik $I(d)$ zdefiniowano jako intensywność zużycia uranu naturalnego na jednostkę energii elektrycznej, przy czym zużycie wyznaczono jako różnicę między zapotrzebowaniem Z_{Unat} a ekwiwalentem zaoszczędzonego uranu U_{saved} .

Zapotrzebowanie na zasoby uranu naturalnego na jednostkę energii w funkcji czasu pracy reaktora (ekstrapolacja liniowa z analizy 7 dni pracy reaktora przy stałej mocy i proporcjonalnym narastaniu U_{saved} dla 365 dni (3.10) oraz dla 720 dni (3.11):

$$I(d) = \frac{Z_{U_{nat}} - U_{saved}}{E_{e,365d}} = \frac{93\,924 \text{ kg } U_{nat} - 33\,006 \text{ kg } U_{nat}}{2\,628\,000 \text{ MWh}_e} \approx 0,0232 \frac{\text{kg } U_{nat}}{\text{MWh}_e}, \quad (3.10)$$

gdzie:

$E_{e,365d} = 2\,628\,000 \text{ MWh}_e$ (po podstawieniu do wzoru 3.1. i zmianie okresu czasu), $U_{saved, 365d} = 33\,006 \text{ kg } U_{nat}$ (po podstawieniu do wzoru 3.7 i zmianie okresu czasu)

$$I(d) = \frac{Z_{U_{nat}} - U_{saved}}{E_{e,720d}} = \frac{93\,924 \text{ kg } U_{nat} - 65\,109 \text{ kg } U_{nat}}{5\,184\,000 \text{ MWh}_e} \approx 0,00556 \frac{\text{kg } U_{nat}}{\text{MWh}_e}, \quad (3.11)$$

gdzie:

$E_{e,720d} = 5\,184\,000 \text{ MWh}_e$ (po podstawieniu do wzoru 3.1. i zmianie okresu czasu), $U_{saved, 720d} = 65\,109 \text{ kg } U_{nat}$ (po podstawieniu do wzoru 3.7 i zmianie okresu czasu)

Wyniki obliczeń wskazują, że w porównaniu z typowym reaktorem wodnym-ciśnieniowym, analizowany reaktor szybki może stopniowo ograniczać zapotrzebowanie na uran naturalny w przeliczeniu na wytworzoną energię elektryczną. W pierwszym roku uproszczonej eksploatacji przekłada się to na redukcję presji na wydobycie surowca o około 27%. W horyzoncie dwóch lat efekt staje się zdecydowanie silniejszy, a redukcja zapotrzebowania wzrasta do około 82%. Przeliczenia (3.5 - 3.11) mają charakter wskaźnikowy i służą wyłącznie porównaniu rzędu wielkości, nie zastępują pełnego modelowania wypalenia w horyzoncie długoterminowym.

Gdy przyjmiemy uproszczony model, wyniki analizy wskazują, że rozpatrywana konfiguracja rdzenia może utrzymać stan bliski krytyczności (przy czym na początku cyklu nie uwzględniono wkładu plutonu; tj. rozważano jedynie zubożony uran jako materiał wyjściowy). Oznacza to, że nawet przy pominięciu plutonu - istotnego w scenariuszach ponownego wykorzystania zużytego paliwa - uzyskano korzystny wynik w zakresie możliwości osiągnięcia stabilnej pracy reaktora. Z perspektywy ochrony zasobów pierwiastków promieniotwórczych, takie podejście sprzyja efektywniejszemu wykorzystaniu uranu naturalnego w porównaniu z konwencjonalnym reaktorem wykorzystującym wodę pod wysokim ciśnieniem (PWR), co potencjalnie przekłada się na mniejsze zapotrzebowanie na surowiec pierwotny oraz ograniczenie strumienia materiałów wymagających długoterminowego zarządzania.

Znaczenie środowiskowe analizowanej koncepcji można rozpatrywać w trzech uzupełniających się wymiarach: (1) presja surowcowa i ekosystemowa, (2) wpływ na zdrowie ludzi poprzez jakość środowiska, (3) konsekwencje społeczno-gospodarcze.

Po pierwsze, w kontekście gospodarki o obiegu zamkniętym kluczowe jest przesunięcie popytu materiałowego z surowców pierwotnych na zasoby już istniejące w systemie. Zubożony uran powstaje masowo jako produkt uboczny wzbogacania, a jego długotrwałe magazynowanie stanowi wyzwanie zarządcze. Rozwiązania umożliwiające wykorzystanie uranu zubożonego mogą ograniczać potrzebę pozyskiwania uranu naturalnego i zmniejszać presję na długoterminowe składowanie; w raportach (OECD-NEA, 2001) opisywany jest jako narastający strumień materiałowy, dla którego zasadne jest poszukiwanie ścieżek zagospodarowania. W tym ujęciu użycie zubożonego uranu w reaktorach prędkich może ograniczać presję na nowe wydobycie oraz oddziaływanie górnictwa (zajmowanie terenu, odpady wydobywcze, obciążenie wód i lokalną fragmentację siedlisk), istotne dla ochrony bioróżnorodności (OECD-NEA, 1999; Borzęcki, 2017; National Research Council, 2012).

Po drugie, z perspektywy zdrowia publicznego korzyści energetyki niskoemisyjnej wynikają głównie z ograniczania spalania paliw kopalnych i redukcji zanieczyszczeń powietrza. WHO wskazuje, że zanieczyszczenie powietrza wiąże się globalnie z około 7 mln

przedwczesnych zgonów rocznie (Mannucci, 2017), co nadaje działaniom dekarbonizacyjnym powietrze także bezpośredni wymiar zdrowotny.

Po trzecie, wymiar społeczno-gospodarczy obejmuje stabilność i bezpieczeństwo energetyczne, ograniczanie zależności od surowców pierwotnych i kosztów zewnętrznych, a także rozwój kompetencji przemysłowych w technologiach zaawansowanych, co może wspierać sprawiedliwą transformację energetyczną Polski (OECD, 2025; Gierszewski, 2021).

Reaktory szybkie, mimo potencjału w ochronie zasobów, wiążą się z wyzwaniami technologicznymi (Yoo, 2016), zwłaszcza w zakresie materiałów konstrukcyjnych i paliwowych pracujących w warunkach silnych uszkodzeń od neutronów prędkich, co wpływa na trwałość i kwalifikację komponentów. Przedstawione wyniki należy traktować jako krok wstępny; dalsze prace powinny objąć: (I) pełne modelowanie wypalenia w dłuższym horyzoncie, (II) sprzężenie z analizą termohydrauliczną i ograniczeniami materiałowymi, (III) wielokryterialną ocenę bezpieczeństwa, (IV) porównawczą analizę środowiskową w ujęciu LCA oraz ocenę ryzyk i korzyści w skali systemu energetycznego.

IV. WNIOSKI

1. Przeprowadzona analiza pracy małego, szybkiego reaktora wskazuje na możliwość wykorzystania zubożonego uranu, powstającego jako produkt uboczny wzbogacania, do wytwarzania materiału rozszczepialnego w rdzeniu reaktora i dalszej produkcji energii elektrycznej, co jest spójne z ideą gospodarki o obiegu zamkniętym oraz koncepcją zamkniętego cyklu paliwowego.
2. Zaproponowana koncepcja małego reaktora prędkiego w układzie *seed-blanket* stanowi potencjalną ścieżkę poprawy efektywności wykorzystania zasobów oraz redukcji potrzeby długoterminowego magazynowania zubożonego uranu.
3. Zagospodarowanie zubożonego uranu może zmniejszać presję na wydobycie uranu naturalnego, a tym samym ograniczać oddziaływania górnictwa (m.in. zajmowanie terenu, odpady wydobywcze i wpływ na wody), co sprzyja zachowaniu świadczeń ekosystemowych i ochronie bioróżnorodności.
4. Rozwiązania umożliwiające stabilną produkcję energii niskoemisyjnej przy ograniczeniu zależności od surowców pierwotnych mogą wspierać cele zrównoważonego rozwoju m.in. poprzez ograniczanie kosztów środowiskowych i wzmacnianie bezpieczeństwa energetycznego.

BIBLIOGRAFIA

- Borzęcki R., Wójcik D. (2017). Pozostałości górnictwa rud uranu i żelaza w rejonie Kowar. Część I. *Hereditas Minariorum*. 4. 106. <https://yadda.icm.edu.pl/baztech/element/bwmeta1.element.baztech-fdbc1f7e-3785-4cca-bb94-d79a197c1897?>
- Cogswell B.K., Huber P. (2016). Detection of Breeding Blankets Using Antineutrinos. *Science & Global Security*. 24(2). 115-117. <https://doi.org/10.1080/0899882.2016.1184531>
- Cochran T., Feiveson H., Patterson W., Pshakin G., Ramana M., Schneider M., Suzuki T., von Hippel F. (2010). Fast Breeder Reactor Programs: History and Status. Research Report 8. International Panel on Fissile Materials. 1-4. <https://fissilematerials.org/library/rr08.pdf>
- Ekberg C., Costa D.R., Hedberg M., Jolkkonen M. (2018). Nitride fuel for Gen IV nuclear power systems. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*. 318. 1713-1714. <https://doi.org/10.1007/s10967-018-6316-0>
- Gierszewski J., Młynarkiewicz Ł., Nowacki T.R., Dworzecki J. (2021). Nuclear Power in Poland's Energy Transition. *Energies*. 14(12). 3626. 4-17 oraz 21-22. DOI: 10.3390/en14123626. <https://www.mdpi.com/1996-1073/14/12/3626?>

- Hu J., Mertzyurek U., Wieselquist W.A. (2022). Assessment of Core Physics Characteristics of Extended Enrichment and Higher Burnup LWR Fuels using the Polaris/PARCS Two Step Approach. Vol. 1: PWR fuel. Nuclear Energy and Fuel Cycle Division. 32-33. <https://info.ornl.gov/sites/publications/Files/Pub172591.pdf>
- IAEA. (1998). Safe Handling and Storage of Plutonium. Safety Reports Series No. 9. STI/PUB/1061. International Atomic Energy Agency, Vienna. 11-12. <https://www.iaea.org/publications/5142/safe-handling-and-storage-of-plutonium>
- IAEA. (2011). Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities INFCIRC/225/Revision 5. International Atomic Energy Agency. 4-49. <https://doi.org/10.61092/iaea.ko2c-dc4q>
- IAEA. (2002). Thorium Fuel Utilization: Options and Trends. IAEA-TECDOC-1319. International Atomic Energy Agency. Vienna. 14-15. <https://www.iaea.org/publications/6395/thorium-fuel-utilization-options-and-trends>
- Kubowski J. (2017). Elektrownie Jądrowe. Wydawnictwo WNT.
- Liu B., Cao L., Wu H., Yuan X., Wang K. (2016). Pre-conceptual core design of a small modular fast reactor cooled by supercritical CO₂. Nuclear Engineering and Design. Volume 300. 339-341. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2016.01.027>
- Mannucci P.M., Franchini M. (2017). Health Effects of Ambient Air Pollution in Developing Countries. International Journal of Environmental Research and Public Health. Sep 12. 14(9). 1048. 2-4. <https://doi.org/10.3390/ijerph14091048>
- National Research Council. (2012). Uranium Mining in Virginia: Scientific, Technical, Environmental, Human Health and Safety, and Regulatory Aspects of Uranium Mining and Processing in Virginia. Chapter 6: Potential Environmental Effects of Uranium Mining, Processing and Reclamation. 179-215. <https://www.nationalacademies.org/read/13266/chapter/9>
- OECD-NEA. (1999). Advanced Reactors with Innovative Fuels. Nuclear Development, OECD Publishing. Paris. 4. https://www.oecd.org/content/dam/oecd/en/publications/reports/1999/10/advanced-reactors-with-innovative-fuels_g1gh1cc9/9789264173866-en.pdf
- OECD-NEA. (2001). Management of Depleted Uranium, Nuclear Development, OECD Publishing. Paris. 9-17. <https://doi.org/10.1787/9789264294998-en>
- OECD-NEA. (2025). Nuclear Energy in a Sustainable Development Perspective. 13-14. https://www.oecdnea.org/upload/docs/application/pdf/2025_05/nddsustdev2025-05-30_14-37-44_625.pdf
- Pucciarelli M., Palethorpe J.S., Spencer J., Banford A., Lettieri P., Paulillo A. (2024). Environmental benefits of using depleted uranium feedstock in fuel production. Progress in Nuclear Energy. Volume 168. 105026. 6. 9-10. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2023.105026>
- Słowiński B. (2022). Podstawy fizyczne energetyki jądrowej. Oficyna Wydawnicza Politechniki Warszawskiej. 59-61.
- Taylor R. (2022). A Review of Environmental and Economic Implications of Closing the Nuclear Fuel Cycle- Part Two: Economic Impacts. Energies. 15. 1433. 2-6. <https://doi.org/10.3390/en15072472>
- Tian W. (2022). Grand challenges in advanced nuclear reactor design. Frontiers in Nuclear Engineering. Volume 1. 3-6. <https://doi.org/10.3389/fnuen.2022.1000754>
- Yang K., Kardoulaki E., Zhao D., Broussard A., Metzger K., White J.T., Sivack M.R., McClellan K.J., Lahoda E.J., Lian J. (2021). Uranium nitride (UN) pellets with controllable microstructure and phase - fabrication by spark plasma sintering and their thermal-mechanical and oxidation properties. Journal of Nuclear Materials. 557 (1-2). 153272. 3-4. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2021.153272>

Yoo J., Chang J., Lim J., Cheon J., Lee T., Kim S.K., Lee K.L., Joo H.K. (2016). Overall System Description and Safety Characteristics of Prototype Gen IV Sodium Cooled Fast Reactor in Korea. Nuclear Engineering and Technology. Volume 48. Issue 5. 1059-1069. <https://doi.org/10.1016/j.net.2016.08.004>