

Jakub SIERCHUŁA \*

## **MODELOWANIE PRACY REAKTORA WODNO-CIŚNIENIOWEGO PODCZAS PIERWSZEJ KAMPANII PALIWOWEJ**

W 2017 roku na świecie eksploatowanych było 449 reaktorów jądrowych, z czego ponad 60% stanowiły reaktory wodno-ciśnieniowe. Jednym z najnowocześniejszych reaktorów tego typu jest reaktor AP1000, opracowany przez firmę Westinghouse. Wymieniona konstrukcja brana jest również pod uwagę pod kątem budowy pierwszej w Polsce elektrowni jądrowej, ze względów zarówno ekonomicznych, technicznych, jak i zaimplementowanych systemów bezpieczeństwa, które zostały w niej bardzo rozbudowane. W poniższej pracy, poza przedstawieniem układu technologicznego reaktora AP1000, został zaprezentowany jego model, umożliwiający między innymi badanie wpływu ułożenia kaset paliwowych na współczynnik mnożenia neutronów/reaktywność, wyznaczanie gęstości strumienia neutronów w rdzeniu czy badanie poziomu wypalenia paliwa jądrowego. Uzyskane wyniki zostały poddane analizie i odniesione do danych literaturowych w celu weryfikacji stworzonego modelu.

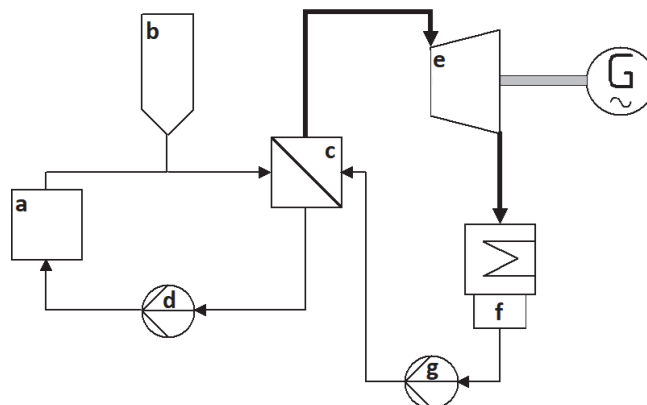
SŁOWA KLUCZOWE: energetyka jądrowa, reaktor wodny ciśnieniowy, AP1000, efektywny współczynnik mnożenia neutronów, wypalenie paliwa jądrowego.

### **1. WPROWADZENIE**

Reaktor AP1000 jest reaktorem wodnym-ciśnieniowym o mocy termicznej 3400 MW. Reaktory wodno-ciśnieniowe (PWR – ang. Pressurized Water Reactor) charakteryzują się pracą w systemie dwuobiegowym. Schemat elektrowni jądrowej funkcjonującej w takiej konfiguracji przedstawiony został na rysunku 1.

---

\* Politechnika Poznańska



Rys. 1. Uproszczony schemat elektrowni jądrowej z reaktorem wodnym-ciśnieniowym (na podstawie [2])

W obiegu pierwotnym, a więc w obiegu, w którego skład wchodzi zbiornik reaktora z rdzeniem (a), stabilizator ciśnienia (b), wytwornica pary (c) i pompa obiegowa (d), utrzymywane jest wysokie ciśnienie wynoszące 15,513 MPa [3]. Tak duża wielkość ciśnienia uniemożliwia odparowanie wody, która pełni potrójną rolę: chłodziwa, moderatora i reflektora. Temperatura wody na wlocie do rdzenia wynosi 279,4°C, a na wylocie 324,7°C [3]. Obieg wtórny tworzą natomiast wytwornica pary (c), turbina parowa (e), skraplacz (f) oraz pompa wody zasilającej (g). Temperatura i ciśnienie pary na wlocie do turbiny wynoszą odpowiednio 278,2°C i 5,76 MPa [3]. Generator pracuje z nominalną mocą równą 1100 MW, a ogólna sprawność bloku z reaktorem AP1000 wynosi 32% [3].

Istotnym jest również fakt, że opisywany reaktor jest reaktorem termicznym [2], a więc takim, w którym rozszczepienia jąder atomowych pierwiastków w głównej mierze spowodowane są przez neutrony termiczne. Neutrony takie powstają w wyniku spowalniania przez moderator (oddziaływanie pomiędzy cząsteczkami wody a neutronami) oraz cechują się niskimi energiami ( $E < 0.1$  keV [1]), znacznie zwiększając prawdopodobieństwo rozszczepienia jąder uranu U-235.

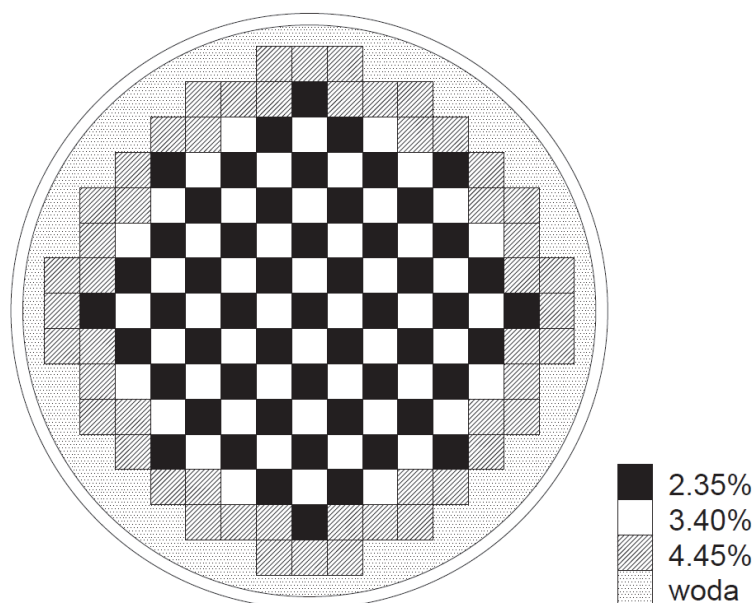
Zdecydowaną większość energii uwalnianej w pojedynczym akcie rozszczepienia stanowi energia kinetyczna fragmentów rozszczepienia, które poruszając się z ogromną prędkością ogrzewają ośrodek materialny w swoim otoczeniu. Powstałe w ten sposób ciepło odbierane jest przez wodę, stanowiącą również rolę chłodziwa. W tabeli 1 przedstawiony został przybliżony podział energii rozłożony pomiędzy różne zjawiska towarzyszące reakcji rozszczepienia.

Tabela 1. Podział energii po rozszczepieniu uranu U-235 [1].

Składowe uwalnianej energii	[MeV]
– kinetyczna fragmentów rozszczepienia	167
– kinetyczna neutronów	5
– promieniowania gamma	7
– rozpadów gamma	17

## 2. MODEL REAKTORA AP1000

Model rdzenia reaktora AP1000 został stworzony w oparciu o dane udostępnione przez firmę Westinghouse. Podobnie jak rzeczywisty obiekt, model rdzenia zawiera 157 zestawów paliwowych o długości 426 cm. Przekrój każdej z kaset wynosi 17x17 prętów paliwowych [8]. Ponadto rdzeń podzielony został na trzy obszary o różnych poziomach wzbogacenia paliwa (od 2.35 do 4.45% uranu U-235) [4]. Rozmieszczenie poszczególnych kaset paliwowych zostało przedstawione na rysunku 2.



Rys. 2. Rozmieszczenie kaset paliwowych w rdzeniu reaktora AP1000 podczas pierwszego cyklu (na podstawie [4])

Załadowany równomiernie wzbogaconym paliwem rdzeń pracuje nieefektywnie poprzez nierównomierny rozkład gęstości strumienia neutronów, a co za tym idzie punktową mocą maksymalną w samym centrum rdzenia. Optymalnym rozwiązaniem jest takie załadowanie rdzenia, aby po pierwsze parametry pracy żadnego zestawu paliwowego nie przekroczyły wartości dopuszczalnych, a po drugie, aby wyrównać gęstość strumienia neutronów (mocy) w całej objętości rdzenia. Ponadto, niezwykle istotną kwestią, determinującą rozmieszczenie kaset paliwowych w rdzeniu reaktora jest zmaksymalizowanie okresu trwania kampanii reaktora, przy jednoczesnym nieprzekroczeniu żywotności koszulek elementów paliwowych.

Geometria modelu reaktora AP1000 została wyznaczona przez dane udostępnione przez **Nuclear Regulatory Commission** [6] oraz **IAEA** [8]. Korzystając z wyżej wymienionych źródeł dokonano następujące założenia:

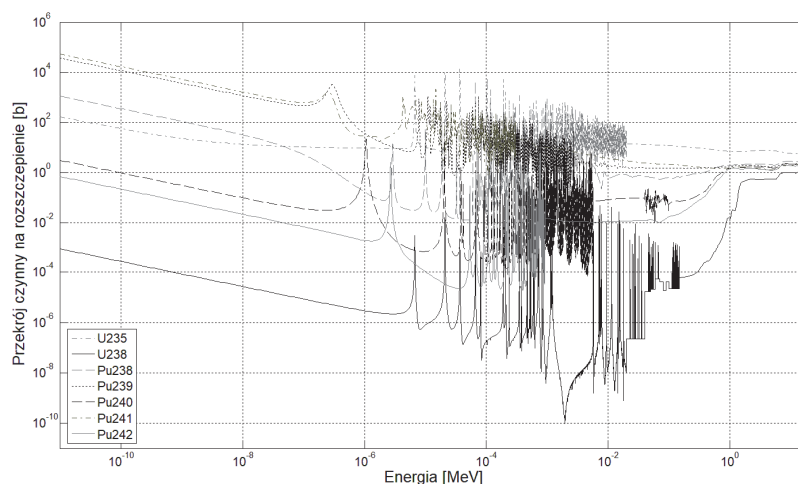
- wzbogacenie paliwa: 2,35%, 3,40%, 4,45% uranu U-235,
- długość pręta paliwowego: 4,26 m,
- średnica zewnętrzna/wewnętrzna pręta paliwowego 0,3740/0,3965 cm,
- średnica aktywna rdzenia: 4,267 m,
- wysokość aktywna rdzenia: 3,04 m,
- moc termiczna reaktora: 3400 MW,
- masa paliwa: 95,97 ton  $\text{UO}_2$  (wartość obliczona: 93,26 ton  $\text{UO}_2$ ),
- średnia gęstość mocy w paliwie: 40,20 kW/kgU (wartość obliczona: 40,19 kW/kgU).

Model, stworzony przy użyciu powyższych wielkości, został zaimplementowany do kodu obliczeniowego służącego do symulacji transportu cząstek w oparciu o metodę Monte Carlo [7]. Wyniki badań przedstawione zostały w kolejnych rozdziałach.

### 3. EFEKTYWNY WSPÓLCZYNNIK MNOŻENIA NEUTRONÓW

W elektrowniach jądrowych z reaktorami wodno-ciśnieniowymi, w akcie rozszczepienia uwalniane zostają neutrony prężkie, które muszą zostać spowolnione (zmoderowane) do energii termicznych. Redukcja energii neutronów odbywa się w przede wszystkim w rdzeniu reaktora jądrowego na skutek oddziaływania z jądrami moderatora (wody). Spowolnienie neutronów jest niezwykle istotne i gwarantuje kontrolowanie reakcji rozszczepieniowych w rdzeniu. Neutrony termiczne cechują się zdecydowanie większym prawdopodobieństwem rozszczepienia jąder uranu U-235 niż neutrony prężkie, które w głównej mierze zostają pochłonięte przez paliwo bez wywoływania kolejnych rozszczepień [2]. Na rysunku 3 przedstawione zostały przekroje czynne na rozszczepienie przez różne izotopy uranu oraz plutonu. Można zauważyć, że w zakresie energii termicznych ( $E < 0,1$  keV), uran U-235 ma około 10 000 razy większe prawdopo-

dobieństwo na rozszczepienie niż uran U-238. Większe przekroje czynne na rozszczepienie w tych zakresach energetycznych posiadają jedynie trzy, niewystępujące w naturze, sztucznie otrzymywane i nietrwale izotopy plutonu.



Rys. 3. Porównanie przekrojów czynnych na rozszczepienie izotopów uranu i plutonu (na podstawie [8])

Pewna część pochłoniętych w paliwie neutronów inicjuje reakcję rozszczepienia, w wyniku której powstają nowe neutrony, umożliwiające zaistnienie samopodtrzymującej się reakcji łańcuchowej, wykorzystywanej w celach energetycznych. Stabilna reakcja łańcuchowa w reaktorze energetycznym występuje tylko w przypadku, kiedy liczba neutronów wytworzonych w danej jednostce czasu jest równa sumie liczby neutronów pochłoniętych oraz neutronów uciekających z reaktora w jednostce czasu. Można to zinterpretować za pomocą równania:

$$n_{\text{wyt}} \cdot V = n_{\text{poch}} \cdot V + n_{\text{uc}} \cdot V \quad (1)$$

gdzie:  $n_{\text{wyt}}$  – liczba neutronów wytworzonych w danej jednostce czasu w objętości rdzenia,  $n_{\text{poch}}$  – liczba neutronów pochłoniętych w danej jednostce czasu w objętości rdzenia,  $n_{\text{uc}}$  – liczba neutronów uciekających w określonej jednostce czasu z rdzenia przez powierzchnię zewnętrzną rdzenia reaktora,  $V$  – objętość rdzenia reaktora,  $S$  – pole powierzchni zewnętrznej rdzenia reaktora.

Jeżeli powyższy warunek jest spełniony, wówczas w reaktorze zachodzi stabilna, samopodtrzymująca się reakcja łańcuchowa. Taki stan pracy reaktora określa się mianem stanu krytycznego. Rozróżnić można jeszcze dwa inne stany pracy reaktora, mianowicie podkrytyczny i nadkrytyczny. W przypadku pracy reaktora w stanie podkrytycznym ilość wytwarzanych neutronów w jednostce czasu jest mniejsza niż ich absorpcja i ucieczka, natomiast w stanie nadkrytycz-

nym występuje sytuacja odwrotna, a więc ilość uwalnianych neutronów przewyższa ich straty. Przebieg reakcji łańcuchowej charakteryzuje wielkość zwana efektywnym współczynnikiem mnożenia neutronów ( $k_{eff}$ ), którą można przedstawić w następujący sposób [2]:

$$k_{eff} = \frac{n_{wych} \cdot V}{n_{poch} \cdot V + n_{uc} \cdot S} \quad (2)$$

Ponadto wykorzystuje się pojęcie reaktywności  $\sigma$ :

$$\sigma = \frac{k_{eff}}{k_{eff} - 1} \quad (3)$$

W tabeli 2 przedstawiono trzy zasadniczo możliwe stany pracy reaktora. Należy pamiętać, że reaktor może być w stanie krytycznym przy dowolnym poziomie mocy, który nie przekracza wartości projektowej.

Tabela 2. Możliwe stany pracy reaktora [2].

Stan reaktora	Krytyczny	Nadkrytyczny	Podkrytyczny
$k_{eff}$	1	>1	<1
$\sigma$	0	>0	<0
Moc reaktora	Stała	Rosnąca	Malejąca
Stany ruchowe reaktora	Ruch z mocą ustaloną	Rozruch, zwiększanie mocy	Odstawianie, wyłączenie reaktora

Po dokładnym odwzorowaniu rdzenia reaktora AP1000 przeprowadzone zostały badania efektywnego współczynnika mnożenia neutronów oraz wyznaczono gęstość strumienia neutronów w funkcji energii z wykorzystaniem dwóch zweryfikowanych bibliotek jądrowych: ENDF/B-VII oraz JEFF-3.1.1 udostępnionych przez Nuclear Energy Agency [5]. Wyniki symulacji przedstawiono w poniższej tabeli:

Tabela 3. Wyniki symulacji  $k_{eff}$  dla reaktora AP1000.

Biblioteka	ENDF/B-VII	JEFF-3.1.1
$k_{eff}$	1,02832 +/- 0,00042	1,02738 +/- 0,00048

Badanie odnosiło się do reaktora pracującego przy znamionowej mocy ze świeżym paliwie oraz stężeniu kwasu borowego w moderatorze na poziomie 460 ppm. Uzyskane wyniki w bardzo dużym stopniu pokryły się z przewidywaniami i potwierdziły poprawność modelu. Warto w tym miejscu zauważyć

ogromny wpływ kwasu borowego na reaktywność/efektywny współczynnik mnożenia. Reakcje jądrowe w rdzeniu reaktora można kontrolować zasadniczo na dwa sposoby (pominięto wypalające się trucziny), mianowicie poprzez zmianę położenia prętów regulacyjnych lub poprzez zmianę stężenia boru w chłodziwie. W reaktorach wodnych-ciśnieniowych rozpuszczalny absorber neutronów (kwas borowy) dodaje się do chłodziwa reaktora, aby regulować długotrwałą reaktywność rdzenia. Podczas stabilnych warunków pracy, kiedy moc reaktora nie ulega zmianom, odpowiednia ilość kwasu borowego zapewnia równomierną moc i stały strumień neutronów bez konieczności korzystania z prętów kontrolnych. Kwas borowy ma tę zaletę, że jest równomiernie rozproszony w objętości rdzenia, przy czym jego stężenie nie może się szybko zmieniać. Pręty sterujące są używane do szybkich zmian mocy reaktora (na przykład wyłączenie czy rozruch). Można natychmiastowo wprowadzić je do rdzenia, gdy pożądane jest zatrzymanie pracy reaktora na przykład podczas sytuacji awaryjnej.

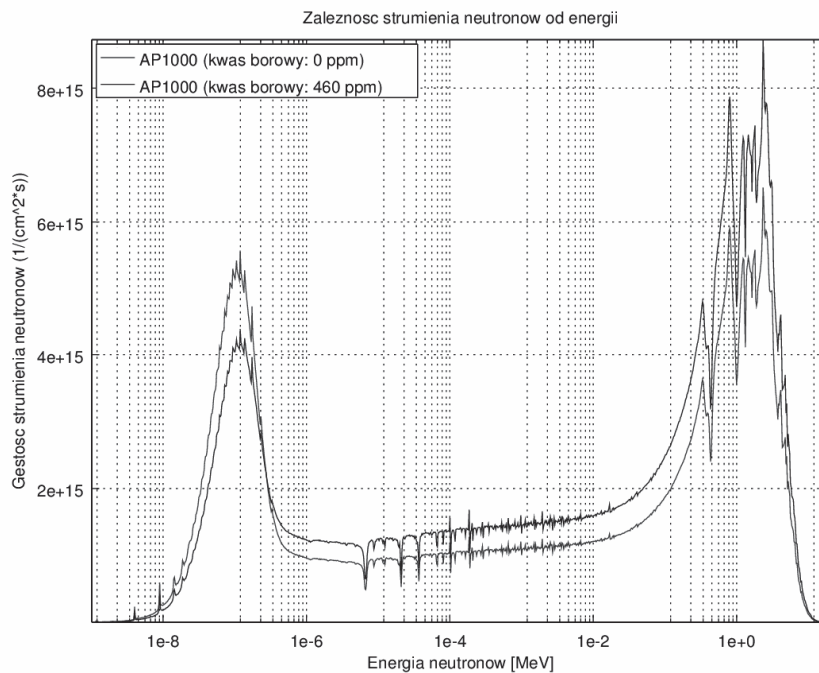
Przeprowadzono jeszcze jedną symulację, w której w ogóle nie uwzględniono kwasu borowego, tzn. stężenie boru wynosiło 0 ppm. Wyniki przedstawiono w tabeli 4.

Tabela 4. Wyniki symulacji  $k_{\text{eff}}$  bez uwzględnienia kwasu borowego

	ENDF/B-VII	JEFF-3.1.1	NRC
$k_{\text{eff}}$	1,36258 +/- 0,00035	1,36158 +/- 0,00047	1,32800

Powyższe wyniki ilustrują wyraźny nadmiar reaktywności w paliwie, którego spadek w trakcie eksploatacji bloku jądrowego jest kompensowany głównie poprzez zmniejszenie stężenia kwasu borowego. W celu wstępnej weryfikacji modelu w trzeciej kolumnie podano wielkość opublikowaną przez **Nuclear Regulatory Commission** [6], która jak można zauważyć nie odbiega w dużym stopniu od uzyskanych rezultatów.

Ponadto, w celu zweryfikowania prawidłowości stworzonego modelu wyznaczono również zależność gęstości strumienia neutronów w funkcji energii, zarówno z uwzględnieniem kwasu borowego jak i bez. Uzyskane wyniki stanowią typowe rezultaty dla reaktorów wodnych-ciśnieniowych, przy czym zostały one zilustrowane na rysunku 4.



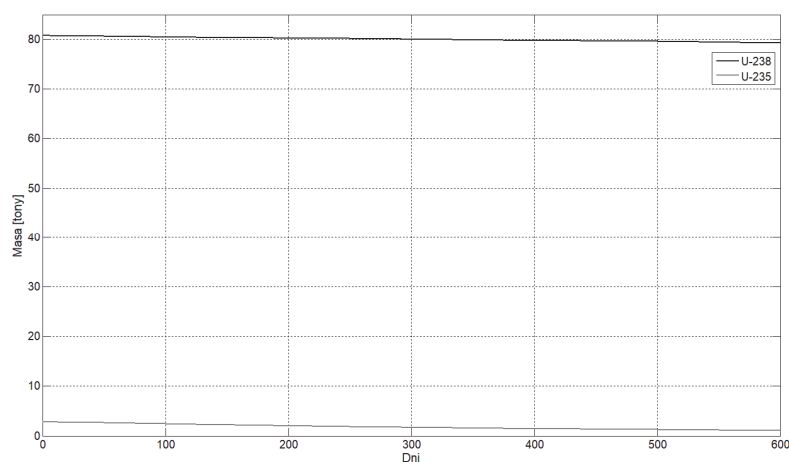
Rys. 4. Zależność gęstości strumienia neutronów od energii

#### 4. OBLICZENIA WYPALENIOWE PALIWA

W odróżnieniu od konwencjonalnych bloków węglowych, w jednostkach jądrowych całkowite wykorzystanie („spalenie”) paliwa jądrowego nie jest możliwe. W wyniku rozszczepień jąder uranu U-235 powstają materiały, które mogą cechować się dużym przekrojem czynnym na absorpcję neutronów, czym skutecznie mogą zakłócić reakcję łańcuchową, zmniejszając reaktywność do zera. Przykładami takich izotopów może być chociażby ksenon 135 czy samar 149. Jeżeli zapas reaktywności w rdzeniu reaktora zostanie zniwelowany wskutek wykorzystania paliwa i/lub występowania absorberów neutronów konieczna staje się częściowa lub całkowita wymiana paliwa, pomimo faktu, że nie wszystkie jądra uranu U-235 uległy rozszczepieniu. Na rysunku 5 przedstawione zostało zużycie paliwa w funkcji czasu. Zgodnie z założeniami początkowymi masy uranu U-238 oraz uranu U-235 w fazie początkowej fazy symulacji wynosiły odpowiednio 82,21 tony oraz 2,88 tony. Można zauważyć, że w trakcie trwania symulacji ilość obydwu izotopów ulega stopniowemu zmniejszeniu, ilość uranu U-235 spada do 1,76 tony, natomiast uranu U-238 do 80,07 tony

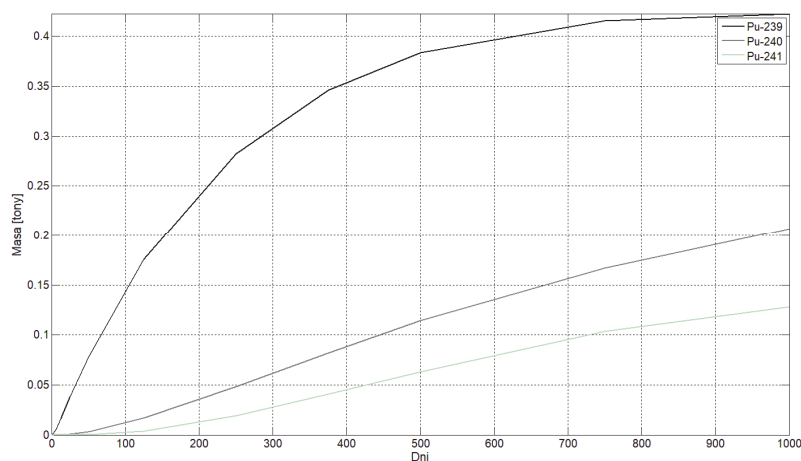


w ostatnim dniu symulacji. Jak można zauważyć uran U-238 również ulega rozszczepieniu, głównie przez neutrony prędkie obecne w rdzeniu reaktora (rys. 4).



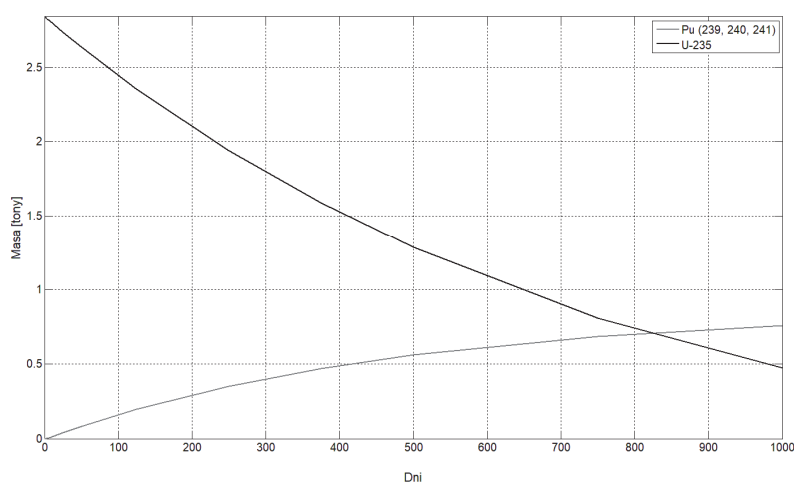
Rys. 5. Relacja pomiędzy czasem pracy bloku jądrowego a ilością izotopów uranu U-235 i U-238

Po pewnym czasie na wskutek absorpcji neutronów przez jądra uranu U-238 w rdzeniu reaktora pojawiają się również różne izotopy plutonu (rys. 6). Ilość plutonu stopniowo wzrasta w funkcji czasu, przy czym ulega również procesowi rozszczepienia, tym samym biorąc aktywny i znaczący udział w wytwarzaniu ciepła (szczególnie pod koniec kampanii paliwowej).



Rys. 6. Generacja izotopów plutonu w rdzeniu reaktora

Na rysunku 7 pokazano, że ilość wytwarzanego w rdzeniu plutonu nie kompensuje zużycia uranu U-235. Co prawda fakt powstawania izotopów w dużej mierze przyczynia się do wydłużenia kampanii paliwowej, niemniej nie rekompensuje to zmniejszającej się reaktywności.



Rys. 7. Zestawienie uranu U-235 z izotopami plutonu

## 5. PODSUMOWANIE

Zaprezentowany model reaktora AP1000 daje rezultaty bardzo zbliżone do tych prezentowanych przez **Nuclear Regulatory Commission**, co może świadczyć o jego poprawności. Faktem jest, że uzyskane wyniki są poprawne tylko dla pierwszej kampanii reaktorowej. Dla późniejszych lat eksploatacji producent reaktora nie udostępnia informacji o zmianach w ułożeniu kaset czy wzbogaceniu paliwa, także weryfikacja modelu przy zastosowaniu innych danych wejściowych jest bardzo utrudniona. Niemniej uzyskane rezultaty są satysfakcjonujące, a model można rozwijać, łącząc fizykę neutronów z kodami ciepłoprzepływowymi, co mogłoby skutkować stworzeniem pełnoprawnego symulatora bloku jądrowego z reaktorem AP1000.

## LITERATURA

- [1] Celiński Z., Strupczewski A., Podstawy energetyki jądrowej, Wydawnictwo Naukowo-Techniczne, Warszawa 1984.
- [2] Ackermann G., Eksploatacja elektrowni jądrowych, Wydawnictwo Naukowo-Techniczne, Warszawa 1987.
- [3] Advanced Reactor Information System: <https://aris.iaea.org/> (stan na 30 stycznia 2018).

- [4] Elswawi M. A., Bin Hraiz A. S., Benchmarking of the WIMS9/PARCS/TRACE code system for neutronic calculations of the Westinghouse AP1000TM reactor, *Nuclear Engineering and Design* 293 (2015) 249–257.
- [5] Nuclear Energy Agency: <http://www.oecd-nea.org/> (stan na 30 stycznia 2018)
- [6] Westinghouse AP1000 Design Control Document Rev. 14, Tier 2. 2007. Chapter 14, Reactor Section 4.3, Nuclear Design, ML071580897.
- [7] Davidson G. G., Pandya T. M., Johnson S. R., Evans T. M., Isotalo A. E., Gentry C. A., Wieselquist W. A., Nuclide depletion capabilities in the Shift Monte Carlo code, *Annals of Nuclear Energy* 114 (2018) 259–276.
- [8] Nuclear Data Services: <https://www-nds.iaea.org/> (stan na 30 stycznia 2018).

### **MODELING OF A PRESSURIZED WATER REACTOR DURING FIRST FUEL CAMPAIGN**

Over 449 nuclear reactors have been operating in the world in 2017. More than 60% of them were the pressurized water reactors. One from the most modern reactors of this type is the AP1000 reactor, developed by Westinghouse. The mentioned construction is also taken into account in terms of the construction of the first nuclear power plant in Poland, for both economic and technical reasons as well as very well developed safety systems. In the following work, apart from the presentation of the AP1000 reactor technology system, the model of reactor core was presented. Above-mentioned model allows, among other things, to investigate the impact of fuel assemblies on the neutron multiplication factor/reactivity, determination of neutron flux density in the core or level of fuel burnout. The obtained results were analyzed and referenced to the literature data in order to verify created model.

*(Received: 01.02.2018, revised: 10.03.2018)*

