

# OBLICZENIA NEUTRONOWE REAKTORA AP1000

## Neutronic calculations of the AP1000 reactor

Szymon Suchcicki

**Streszczenie:** W artykule przedstawiono opis obliczeń neutronowych przeprowadzonych w Państwowej Agencji Atomistyki dla reaktora AP1000. Zaprezentowano krótką charakterystykę tego reaktora, opisano zastosowane kody obliczeniowe oraz przedstawiono wyniki obliczeń i ich porównanie z wynikami zawartymi w amerykańskim raporcie „AP1000 Design Control Document”. Przedstawiono również plany dalszego wykorzystania stworzonych modeli obliczeniowych.

**Abstract:** The paper presents a description of neutronic calculations for the AP1000 reactor performed at the National Atomic Energy Agency of the Republic of Poland (PAA). A short characteristic of the reactor is presented, applied computer codes are described and results of the calculations and their comparison with results included in the "AP1000 Design Control Document" are presented. Plans for further use of the created computational models are also discussed.

**Słowa kluczowe:** AP1000, SCALE, PARCS, reaktor jądrowy, obliczenia neutronowe

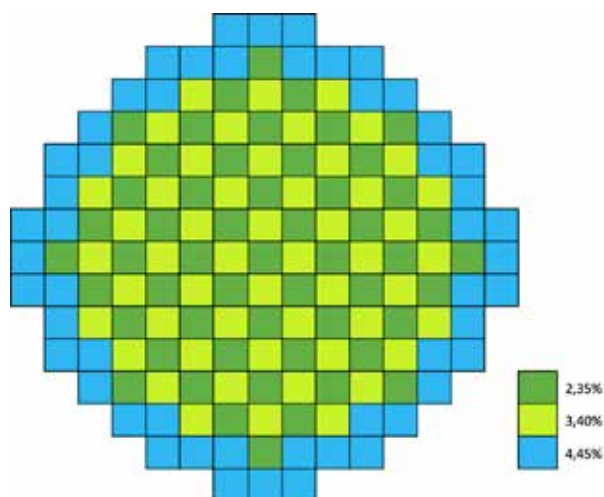
**Keywords:** AP1000, SCALE, PARCS, nuclear reactor, neutronic calculations

### 1. Wstęp

W ramach realizacji doktoratu wdrożeniowego, w Państwowej Agencji Atomistyki wykonano szereg obliczeń neutronowych dla kaset paliwowych oraz całego rdzenia reaktora jądrowego typu AP1000. Działania te są częścią większego procesu mającego na celu wykonanie symulacji awarii zachodzących w rdzeniu reaktora. Aby to zrealizować, niezbędne jest połączenie modelu reaktora wykonanego z zastosowaniem kodów SCALE i PARCS używanych do obliczeń neutronowych oraz modelu zbiornika ciśnieniowego reaktora stworzonego przy pomocy kodu TRACE przeznaczonego do obliczeń ciepłno-przepływowych. Wybrano reaktor typu AP1000, ponieważ jest to popularny w ostatnich latach reaktor generacji III+, którego dokumentacja jest publicznie dostępna w Internecie.

### 2. Charakterystyka reaktora AP1000

AP1000 to reaktor wodny ciśnieniowy firmy Westinghouse o mocy elektrycznej netto około 1100 MW, wyróżniający się pasywnymi układami bezpieczeństwa. W reaktorze tym paliwem jest wzbogacony  $UO_2$ , a funkcje moderatora i chłodziwa pełni lekka woda. Rdzeń reaktora składa się ze 157 kaset paliwowych, które zawierają paliwo o różnym wzbogaceniu w izotop U-235 – dla pierwszego cyklu (rozpoczętego w momencie pierwszego uruchomienia reaktora) wzbogacenie to wynosi od 2,35% do 4,45%. Na rys. 1 przedstawiono rdzeń reaktora podzielony na 3 obszary o różnym wzbogaceniu. Reaktor AP1000 jest zaprojektowany na 18-miesięczny cykl paliwowy, ze współ-



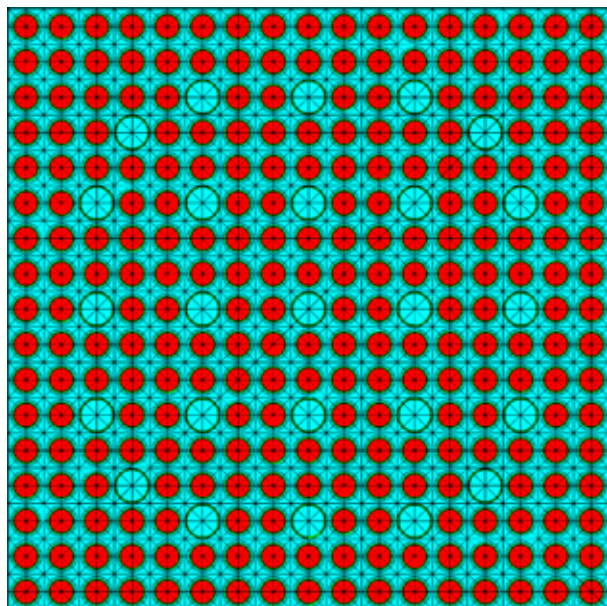
**Rys. 1.** Rdzeń reaktora AP1000 dla pierwszego cyklu (źródło: opr. własne)  
**Fig. 1.** AP1000 reactor core layout for the first cycle (source: own study)

czynnikiem wykorzystania mocy 93% i maksymalnym, uśrednionym dla pręta paliwowego, wypalaniem paliwa wynoszącym 60000 MWd/tU.

Każda kasetka paliwowa reaktora AP1000 zawiera siatkę kwadratową o wymiarach 17 x 17 elementów, z których 264 to pręty paliwowe, 24 to rury wiodące dla prętów regulacyjnych i 1 to rura oprzyrządowania. Na rys. 2 pokazano rozmieszczenie prętów paliwowych i innych elementów w kasecie paliwowej.

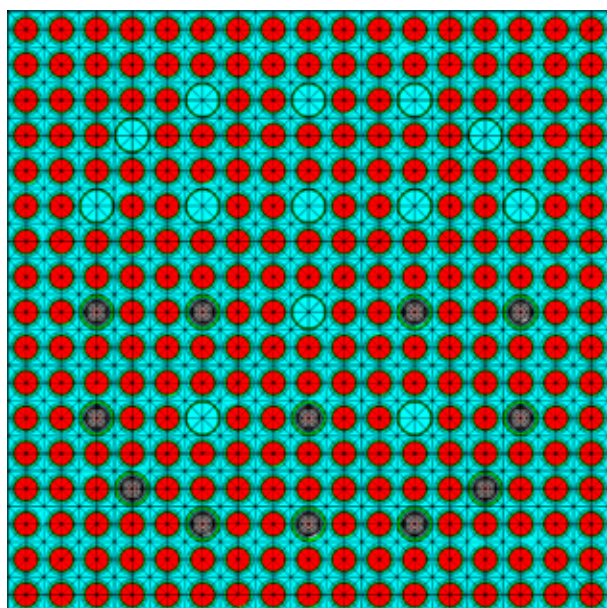
Część kaset zawiera, w różnych konfiguracjach, pręty paliwowe z wypalającą się trucizną w postaci cienkiej warstwy  $ZrB_2$  na powierzchni pastylek paliwowych (IFBA – Integral Fuel Burnable Absorber) oraz od-

dzielne pręty z wypalającą się trucizną w postaci szkła borokrzemianowego (Pyrex) umieszczane w rurach wiodących. Przykładowe rozmieszczenie prętów Pyrex w kasecie paliwowej przedstawiono na rys. 3.



**Rys. 2.** Rozmieszczenie prętów paliwowych i innych elementów w kasecie paliwowej (źródło: opr. własne)

**Fig. 2.** Arrangement of fuel rods and other elements in the fuel assembly (source: own study)



**Rys. 3.** Przykładowe rozmieszczenie 12 prętów Pyrex w kasecie paliwowej (źródło: opr. własne)

**Fig. 3.** Sample arrangement of 12 Pyrex rods in the fuel assembly (source: own study)

### 3. Narzędzia obliczeniowe

#### 3.1. System SCALE

System kodów SCALE został stworzony w Oak Ridge National Laboratory (ORNL). Jego nazwa jest skrótem od słów Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation. Program jest dość szeroko wykorzystywany na świecie, choć dostęp do niego podlega ograniczeniom.

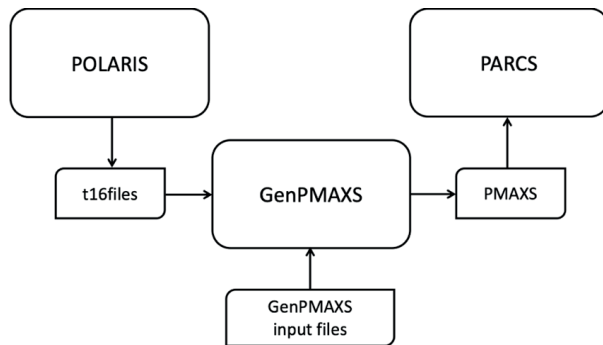
Program SCALE służy do przeprowadzania obliczeń m.in. współczynnika mnożenia neutronów, gęstości strumienia neutronów, kilkagrupowych przekrojów czynnych dla kaset paliwowych, składu izotopowego paliwa oraz aktywności produktów rozszczepienia w funkcji wypalania paliwa jądrowego.

SCALE ma budowę modułową [6]. Prawie każdy moduł jest zbudowany w oparciu o programy, które istniały jako oddzielne, samodzielne programy. Moduły są połączone i przy wykonywaniu obliczeń tworzą zautomatyzowaną sekwencję. Stosunkowo nowym kodem pakietu SCALE, wykorzystanym do obliczeń opisanych w tym artykule, jest POLARIS. Jest to zoptymalizowane narzędzie, które kontroluje obliczenia procesu wypalania paliwa i tworzy kilkagrupowe przekroje czynne dla kaset paliwowych, uwzględniające różne warunki pracy reaktora, niezbędne do obliczeń wykonywanych przy użyciu symulatorów pracy całego rdzenia reaktora, takich jak np. PARCS, NESTLE i SIMULATE5.

#### 3.2. Program PARCS

Program PARCS łączy w sobie obliczenia ciepło-przepływowe i rozwiązania równań neutronowych. Nazwa programu jest skrótem od Purdue Advanced Reactor Core Simulator. Wykorzystywany jest przez US NRC, inne dozory jądrowe na świecie oraz liczne laboratoria i uniwersytety pracujące w obszarze analiz bezpieczeństwa elektrowni jądrowych. Program [3] wykonuje obliczenia neutronowe i służy do przewidywania zachowania rdzenia dla stanów ustalonych i nieustalonych dla określonego wypalania paliwa. PARCS rozwiązuje równania transportu i dyfuzji neutronów w geometrii trójwymiarowej w celu określenia odpowiedzi reaktora na zmiany reaktywności spowodowane ruchem prętów regulacyjnych, zmianą koncentracji boru lub zmianą parametrów chłodziwa w rdzeniu reaktora. Kod PARCS jest przystosowany do reaktorów PWR i BWR z prostokątnymi i sześciokątnymi kasetami paliwowymi. Główne możliwości kodu PARCS to zdolność obliczania współczynnika mnożenia neutronów, stanów przejściowych reaktora, ciepła powyłaczeniowego, zawartości ksenonu i samaru oraz zdolność przeprowadzania obliczeń wypaleniowych. Do obliczeń program wymaga znajomości przekrojów czynnych dla danych warunków pracy reaktora i w związku z tym współpracuje z programami przy-

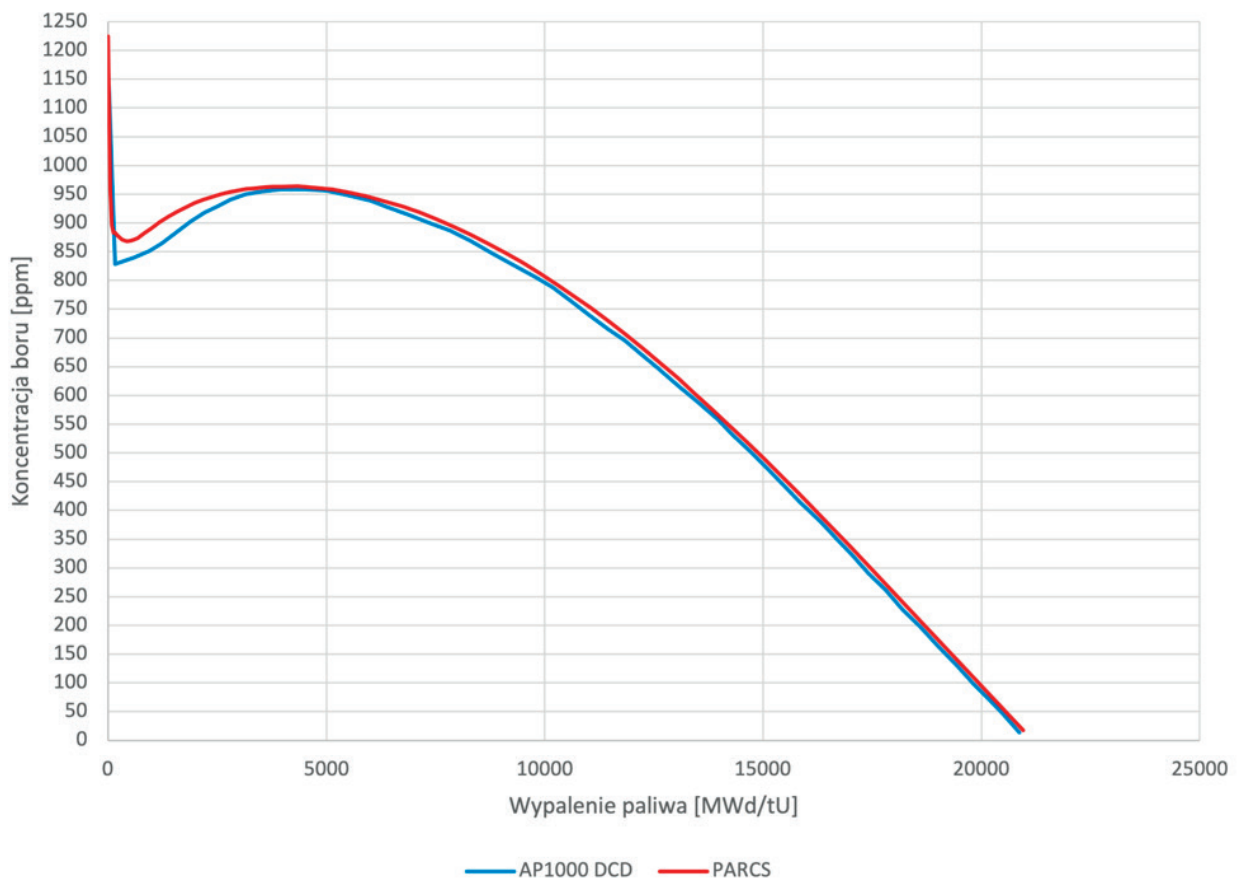
gotowującymi tego typu dane jak HELIOS, CASMO czy będące częścią pakietu SCALE kody TRITON i POLARIS. Ostatni z wymienionych kodów tworzy pliki kilkagrupowych przekrojów czynnych dla kaset paliwowych – t16, które trzeba następnie przekonwertować za pomocą programu GenPMAXS na pliki PMAXS, aby mogły być odczytane przez kod PARCS. Proces ten został schematycznie przedstawiony na rys. 4.



Rys. 4. Schemat generacji przekrojów czynnych (źródło: opr. własne)  
Fig. 4. Diagram of the generation of cross sections (source: own study)

#### 4. Opis obliczeń

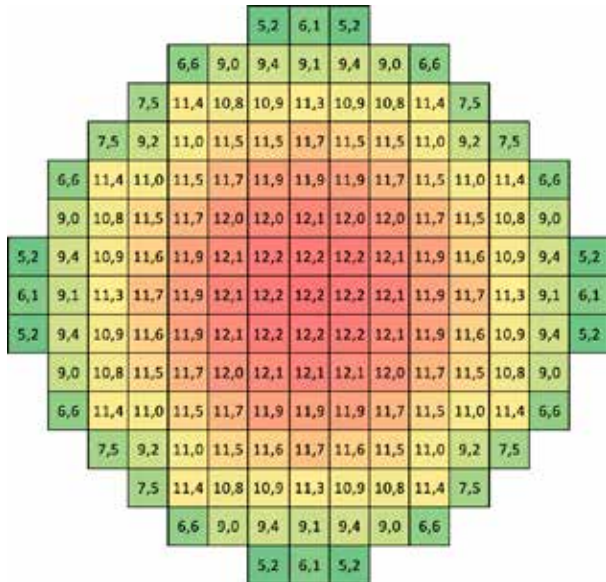
Pierwszym etapem pracy było przygotowanie dwuwymiarowych modeli wszystkich typów kaset paliwowych reaktora AP1000 oraz wykonanie obliczeń przekrojów czynnych dla tych kaset przy pomocy kodu POLARIS (SCALE). Dane wykorzystane do obliczeń pochodzą z publicznie dostępnego amerykańskiego raportu „AP1000 Design Control Document” [5]. Ze względu na skomplikowaną budowę kaset, różne wzbogacenie zawartego w nich paliwa i różną konfigurację prętów z truciznami wypalającymi (IFBA i Pyrex), zamodelowano 9 typów kaset paliwowych. Ponieważ modele tworzone na potrzeby generacji plików przekrojów czynnych z zastosowaniem kodu POLARIS są dwuwymiarowe, stworzono również dodatkowe modele, w celu uwzględnienia niejednorodności osiowej kaset, która wynika m.in. z faktu, że trucizny wypalające nie występują na całej długości (wysokości) kaset paliwowych. W modelach kaset uwzględniono zmienność parametrów istotnych dla pracy reaktora, takich jak obecność prętów regulacyjnych w kasecie, zawartość boru w moderatorze, gę-



Rys. 5. Zmiany koncentracji boru w moderatorze reaktora AP1000 (źródło: opr. własne)  
Fig. 5. Boron concentration changes in the AP1000 reactor moderator (source: own study)

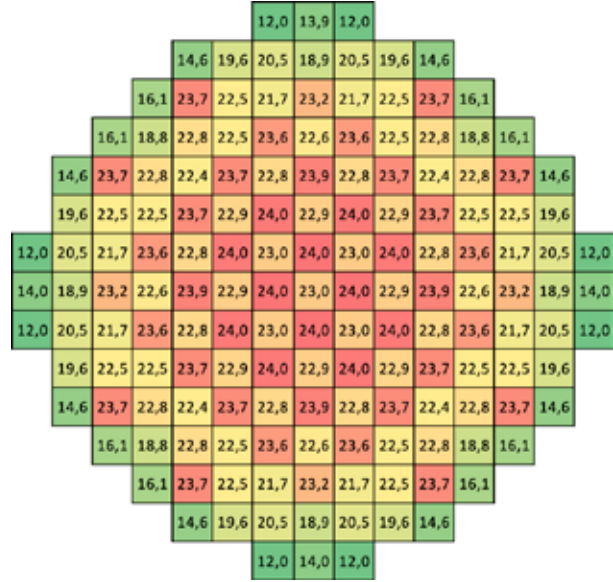
stość moderatora i temperaturę paliwa. Oprócz kaset paliwowych, zamodelowano również reflektor dolny, górny i promieniowy. W następnym etapie wykonano trójwymiarowy model całego rdzenia reaktora oraz wykonano obliczenia wypalenia za pomocą kodu PARCS. Model został stworzony dla tzw. pierwszego rdzenia, eksploatowanego podczas pierwszego cyklu paliwowego, ponieważ dokument [5] przedstawia

dane właśnie dla takiego cyklu. Obliczenia wykonano dla 530 dni pracy reaktora na mocy nominalnej (3400 MW termicznych), czyli dla około 18 miesięcy pracy, co odpowiada długości typowego cyklu paliwowego reaktora AP1000. Na rys. 5 pokazano wyniki obliczeń zmiany koncentracji boru w moderatorze reaktora w trakcie cyklu paliwowego. Wyniki porównano z danymi przedstawionymi w raporcie [5]. Na



Rys. 6. Mapa wypalenia rdzenia po 260 dniach pracy [GWd/tU] (źródło: opr. własne)

Fig. 6. Reactor core burnup map after 260 days of operation [GWd/tU] (source: own study)



Rys. 7. Mapa wypalenia rdzenia po 530 dniach pracy [GWd/tU] (źródło: opr. własne)

Fig. 7. Reactor core burnup map after 530 days of operation [GWd/tU] (source: own study)

1,277				
1,291				
1,159	1,270			
1,159	1,285			
1,264	1,145	1,244		
1,279	1,147	1,260		
1,137	1,241	1,109	1,179	
1,140	1,259	1,114	1,200	
1,237	1,107	1,184	1,023	0,861
1,258	1,112	1,206	1,028	0,868
1,148	1,148	1,014	1,012	0,653
1,153	1,167	1,015	1,030	0,632
0,958	0,915	0,818	0,572	
0,959	0,903	0,806	0,558	
0,600	0,498			
0,542	0,436			

wyniki obliczeń w ramach doktoratu  
wyniki z raportu AP1000 DCD

Rys. 8. Rozkład mocy dla 0 dni pracy (źródło: opr. własne)  
Fig. 8. Power distribution for 0 days of operation (source: own study)

1,076				
1,091				
1,155	1,075			
1,182	1,091			
1,075	1,153	1,074		
1,090	1,179	1,089		
1,147	1,071	1,145	1,059	
1,173	1,086	1,170	1,074	
1,057	1,132	1,064	1,104	0,907
1,069	1,154	1,077	1,123	0,908
1,097	1,016	1,088	1,161	0,786
1,104	1,023	1,096	1,170	0,745
0,873	0,968	0,948	0,713	
0,868	0,954	0,923	0,681	
0,646	0,559			
0,588	0,491			

wyniki obliczeń w ramach doktoratu  
wyniki z raportu AP1000 DCD

Rys. 9. Rozkład mocy dla 260 dni pracy (źródło: opr. własne)  
Fig. 9. Power distribution for 260 days of operation (source: own study)

0,969				
0,977				
1,074	0,973			
1,091	0,981			
0,977	1,084	0,985		
0,985	1,100	0,992		
1,094	0,990	1,100	0,993	
1,110	0,998	1,114	1,000	
1,002	1,111	1,008	1,088	0,895
1,012	1,128	1,014	1,099	0,890
1,120	1,010	1,104	1,147	0,821
1,137	1,023	1,111	1,143	0,774
0,957	1,100	1,014	0,774	
0,978	1,114	0,995	0,737	
0,822	0,708			
0,801	0,665			

wyniki obliczeń w ramach doktoratu

wyniki z raportu AP1000 DCD

Rys. 10. Rozkład mocy dla 530 dni pracy (źródło: opr. własne)  
Fig. 10. Power distribution for 530 days of operation (source: own study)

wykreście widać, że osiągnięto zadowalającą zbieżność wyników.

Na rys. 6 i 7 zaprezentowano dwuwymiarową mapę wypalenia rdzenia dla połowy cyklu i dla końca cyklu paliwowego. Największe wypalenie można zaobserwować dla kaset paliwowych znajdujących się bliżej środka rdzenia.

Na rys. 8-10 przedstawiono rozkład mocy względnej w rdzeniu reaktora dla początku, połowy oraz końca cyklu paliwowego. Ze względu na symetrię, rezultaty zaprezentowano dla 1/8 rdzenia. Na rysunkach porównano wyniki obliczeń wykonanych w ramach opisywanej w artykule pracy i wyników przedstawionych w raporcie [5]. Można zaobserwować, że rezultaty są podobne.

## Podsumowanie

Opisane w artykule obliczenia neutronowe reaktora AP1000 są istotną częścią analiz bezpieczeństwa. Wyniki tych obliczeń są zbliżone do rezultatów zaprezentowanych w amerykańskim raporcie [5], co potwierdza, że reaktor został prawidłowo zamodelowany, a kody obliczeniowe stosowane w Państwowej Agencji Atomistyki są odpowiednie do tego typu obliczeń. Z punktu widzenia dozoru jądrowego bardzo duże znaczenie ma możliwość przeprowadzania analiz wykorzystujących sprzężone kody neutronowe i ciepło-przepływowe. Opisane w niniejszym artykule modele obliczeniowe zostaną wykorzystane do symulacji awarii zachodzących w rdzeniu reaktora. Planowane jest bowiem połączenie ich z modelem zbiornika ciśnieniowego reaktora AP1000 stworzonym za pomocą kodu TRACE i przeprowadzenie sprzężonych symulacji neutronowych i ciepło-przepływowych. Połączenie tych dwóch rodzajów kodów daje dokładniejszy obraz przebiegu awarii, w których istotny wpływ ma kinetyka reaktora.

mgr inż. Szymon Suchcicki,  
Państwowa Agencja Atomistyki,  
Szkoła Doktorska nr 4 Politechniki Warszawskiej,  
Warszawa

## Literatura:

- [1] Bousbia-Salah A., D'Auria F., *Sensitivity Analyses of the Peach Bottom Turbine Trip 2 Experiment*, International Conference - Nuclear Energy for New Europe, Portoroz, September 2003.
- [2] Elsawi M. A., Hraiz A. S., *Benchmarking of the WIMS9/PARCS/TRACE code system for neutronic calculations of the Westinghouse AP1000™ reactor*, Nuclear Engineering and Design, Volume 293, November 2015, Pages 249-257.
- [3] Downar T., Xu Y., Seker V., Hudson N., *PARCS v3.0, Theory Manual*, 2012.
- [4] Kozłowski T., Miller R.M., Downar T.J., Barber D.A., Joo H.G., *Consistent Comparison of the Codes RELAP5/PARCS and TRAC-M/PARCS for the OECD MSLB Coupled Code Benchmark*, Nuclear Technology, VOL. 146, April 2004.
- [5] *Westinghouse AP1000 Design Control Document*. (<https://www.nrc.gov/docs/ML1117/ML11171A500.html>).
- [6] Wieselquist W. A., Lefebvre R. A., Jessee M. A., Eds., *SCALE Code System*, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.4, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (2020).