

# OBLICZENIA NEUTRONOWE Z UŻYCIEM KODÓW SCALE I PARCS

## *Neutronic calculations using SCALE and PARCS codes*

Ernest Staroń, Szymon Suchcicki

**Streszczenie:** W artykule przedstawiono opis wybranych zagadnień związanych z neutroniką, głównie dotyczących stosowanego oprogramowania oraz łączenia obliczeń neutronowych z ciepłno-przepływowymi. Przytoczono również fragmenty wymagań dozоровych odnoszących się do zagadnień neutronowych.

**Abstract:** Selected issues dealing with neutronics, mainly concerning the software and coupled neutronic and thermal-hydraulic calculations are described in this paper. Also, elements of regulatory requirements regarding neutronics issues are included.

**Słowa kluczowe:** SCALE, PARCS, neutronika, obliczenia neutronowe, sprzężone obliczenia neutronowe i ciepłno-przepływowe

**Key words:** SCALE, PARCS, neutronics, neutronic calculations, coupled neutronic and thermal-hydraulic calculations

### Wstęp

U podstaw energetyki jądrowej stoją zagadnienia fizyki. To reakcja rozszczepienia ciężkich jąder i wydzielająca się w tej reakcji energia, stała się punktem wyjścia do zastosowań technicznych. Mimo to dzisiaj zagadnieniom fizycznym poświęca się nieco mniej czasu i wysiłku niż zagadnieniom cieplnym i przepływowym. Ma to swoje uzasadnienie w tym, że podstawy fizyki reaktorów są w miarę dobrze opisane zaś dane niezbędne do obliczeń zostały wielokrotnie sprawdzone. Nadal jednak obliczenia neutronowe są trudne, żmudne i czasochłonne, gdyż dotyczą skomplikowanych zjawisk, a użytkownikom zależy często na dużej dokładności wyników.

### Zagadnienia fizyki neutronowej z punktu widzenia dozoru jądrowego

W analizie bezpieczeństwa reaktorów jądrowych, tematy związane z potencjalnymi problemami mającymi główne źródło w fizyce reaktorów zajmują istotne miejsce. Znajduje to również odzwierciedlenie w wymaganiach dozoru jądrowego zawartych w tzw. „projektowym” Rozporządzeniu Rady Ministrów [4]. Wymagania te często odnoszą się do pojęć fizyki reaktorowej pośrednio, są jednak również odwołania bezpośrednie. Przykładowo w § 51 punkt 1: „Reaktor i związane z nim systemy projektuje się w taki sposób, żeby:

1) nie posiadały właściwości, które mogłyby spowodować znaczny wzrost reaktywności podczas przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych lub w warunkach awaryjnych;

- 2) była zapewniona stabilność i samoregulacja reaktora, tak żeby łączny efekt fizycznych sprzężeń zwrotnych ograniczał wzrost mocy reaktora;
- 3) wahania mocy reaktora mogące prowadzić do przekroczenia określonych granicznych parametrów projektowych paliwa jądrowego były wykluczone albo mogły być niezawodnie oraz niezwłocznie wykryte i stłumione”.

Jak ważne są zagadnienia związane z projektem rdzenia opartym o dobrze opracowane rozwiązania z fizyki neutronowej pokazała niestety awaria w EJ w Czarnobylu. Stąd każdy nowy projekt reaktora jest wnikliwie analizowany przez wielu ekspertów, a w razie wątpliwości sprawdzany eksperymentalnie.

Osobną grupą są analizy awarii koncentrujących się przede wszystkim na zagadnieniach neutronowych. Odnosząc się do projektu reaktora - chodzi o kategorię zdarzeń określanych jako anomalie w dystrybucji reaktywności i mocy. W zaleceniach MAEA nie ma szczegółowej listy tego typu zdarzeń, natomiast w regulacjach US NRC można taką listę znaleźć i obejmuje ona [12]:

- niekontrolowane wysunięcie kasety regulacyjnej w warunkach pozakrytycznych lub rozruchu na niskiej mocy,
  - niekontrolowane wysunięcie kasety regulacyjnej w warunkach pracy na pełnej mocy,
  - błędne operacje z kasetami regulacyjnymi,
  - niezamierzone błędne operacje z kasetami paliwowymi,
  - awarie związane z wystrzeleniem kasety regulacyjnej.
- Wymienione zdarzenia oczywiście nie wyczerpują za-

stosowań neutroniki w analizach bezpieczeństwa bowiem w trakcie każdej awarii zaburzenia w odbiorze ciepła prowadzą do zaburzeń w gęstości strumienia neutronów.

Oprócz obliczeń związanych z analizą bezpieczeństwa reaktora temat obliczeń neutronowych jest ważnym elementem normalnej eksploatacji reaktora, gdy dochodzą do głosu zagadnienia optymalnego ustawiania kaset paliwowych tak by praca reaktora była jak najbardziej wydajna i tania. To zagadnienie pojawia się oczywiście dopiero z chwilą uruchomienia elektrowni.

Dokładność przewidywanych wartości parametrów fizycznych reaktora w warunkach normalnej eksploatacji jest względnie duża. Większość danych niezbędnych do obliczeń jest dostępna i potwierdzona zaś programy obliczeniowe wielokrotnie sprawdzone z punktu widzenia poprawności działania algorytmów oraz prawidłowości otrzymanych wyników wartości (tj. zostały zweryfikowane i zwalidowane). Często poszczególne programy odnoszą się do dość wąskiego obszaru zastosowań gdyż są mocno wyspecjalizowane i w konsekwencji liczba wykorzystywanych programów jest duża. W odniesieniu do analiz bezpieczeństwa obliczenia obejmujące fizykę neutronową uwzględnione są zazwyczaj, z różną dokładnością w kodach cieplno-przepływowych.

### Pojęcia podstawowe

Niewiele osób zajmuje się zagadnieniami fizyki neutronowej na co dzień, warto więc przypomnieć sobie w tym miejscu, bardzo skrótowo niektóre pojęcia i tematy z nią związane. Punktem wyjścia może być pojęcie *mikroskopowego przekroju czynnego*. Charakteryzuje on prawdopodobieństwo zajścia danej reakcji i określany jest jako średnia liczba „R” reakcji neutronów przy zderzeniu „I” neutronów z warstwą danego pierwiastka o grubości jednego atomu i o powierzchni 1 cm<sup>2</sup>, zawierającą „N” atomów.

$$\sigma = \frac{R}{N \cdot I}$$

Przy zderzeniach neutronów z jądrem pierwiastka możliwe są między innymi reakcje: rozpraszania sprężystego, rozpraszania niesprężystego, wychwytu radiacyjnego, rozszczepienia jąder, absorpcji itp. Dla każdej reakcji określa się przekroje czynne i ich wartości zależą od energii jąder i od struktury ośrodka. W efekcie do obliczeń potrzebne są duże ilości danych, które zostały przez wiele lat zebrane przez wyspecjalizowane ośrodki badawcze. Duża część danych została wprowadzona do wielu, różnych wyspecjalizowanych programów obliczeniowych, do których można zaliczyć opisywany w dalszej części artykułu program SCALE.

W pracy M. Kielkiewicza [13] znajduje się stwierdzenie, że normalnym stanem pracy reaktora jądrowego jest stan krytyczny tj. taki stan, gdy liczba neutronów produkowanych w reaktorze w ciągu jednostki czasu jest równa liczbie neutronów traconych w reaktorze w ciągu jednostki czasu w wyniku

absorpcji i ucieczki. Powyższe sformułowanie w praktyce definiuje pojęcie efektywnego współczynnika mnożenia neutronów „k”. Współczynnik ten dla reaktora jądrowego w stanie krytycznym ma wartość k=1. Jeśli k>1 oznacza to, że produkcja neutronów jest większa niż ich destrukcja. Jeśli natomiast k<1 to produkcja neutronów jest mniejsza od ich destrukcji. Dla wygody wprowadzono jeszcze jedno pojęcie z tym związane, czyli reaktywności  $\rho$  określonej wzorem:

$$\rho = \frac{k - 1}{k}$$

Dla reaktora w stanie krytycznym  $\rho = 0$ , nadkrytycznym  $\rho > 0$  i podkrytycznym  $\rho < 0$ .

Dokonując oceny bezpieczeństwa reaktorów jądrowych należy określić warunki krytyczności i rozkład strumienia neutronów w reaktorze w różnych warunkach. W tym celu należy rozwiązać równania bilansu neutronów w reaktorze. Punktem wyjścia jest podział całego zakresu energii rozpatrywanych cząstek na wiele podprzedziałów zwanych grupami energetycznymi i zastąpienie równania transportu układem równań, zwanych wielogrupowymi równaniami transportu. W szczególnym przypadku, gdy uwzględniamy cząstki monoenergetyczne to wymienione równanie przybiera postać jednogrupowego równania transportu.

Znalezienie rozwiązania równania transportu wymaga zastosowania metod przybliżonych i stworzenia wyspecjalizowanych programów obliczeniowych. Takich programów powstało wiele i mają różne zastosowania, tym niemniej wszystkie wymagają wprowadzenia wielu danych np. o przekrojach czynnych, które zebrane są w bibliotekach.

### 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 wypalenia paliwa jądrowego.

SCALE ma budowę modułową [2] i nieustannie jest poszerzany o nowe elementy. Prawie każdy moduł jest zbudowany w oparciu o programy, które istniały jako oddzielne, samodzielne programy. Przykładem tego jest program ORIGEN, który istnieje jako oddzielny program, ale jednocześnie został zaadaptowany do środowiska SCALE i występuje w nim jako zintegrowany moduł programowy. Moduły są połączone i przy wykonywaniu obliczeń tworzą zautomatyzowaną sekwencję. Krótki opis poszczególnych modułów zamieszczono poniżej.

- Bardzo ważną częścią SCALE jest blok zawierający biblioteki przekrojów czynnych o ciągłym i wielogrupowym widmie energii. Jest ona dość obszerna zaś biblioteka wielogrupowa obejmuje 238 grup.
- Następną częścią SCALE są kody KENO V.a i KENO-VI wykorzystujące do obliczeń krytyczności metodę Monte Carlo. Uzupełnieniem kodów KENO stanowi dodatek KENO3D umożliwiający operatorowi programu interaktywną wizualizację obliczeń.
- Istotną częścią SCALE jest program ORIGEN-S oparty o niezależny program ORIGEN (stworzony również w ORNL) służący do obliczeń m.in. koncentracji i aktywności izotopów w paliwie. Obecnie ORIGEN-S potrafi uwzględnić 1119 produktów rozszczepienia na bazie najbardziej aktualnych bibliotek z danymi jądrowymi.
- Kolejnym modułem programu jest TSUNAMI, który obejmuje obliczenia wrażliwości i niepewności w analizie krytyczności. Obliczenia uwzględniają wyniki obliczeń porównawczych tzw. benchmarków wykonywanych do walidacji różnych kodów obliczeniowych.
- Następnym istotnym modułem SCALE jest TRITON, który kontroluje obliczenia procesu wypalania paliwa wykorzystując m.in. program NEWT do obliczeń transportu neutronów. Moduł łączy bibliotekę przekrojów czynnych z programem NEWT lub KENO i programem ORIGEN-S. Bardzo ważną cechą kodu TRITON jest możliwość generowania kilkagrupowych przekrojów czynnych dla kaset paliwowych, uwzględniających różne warunki pracy reaktora, niezbędnych do obliczeń wykonywanych przy użyciu symulatorów pracy całego rdzenia reaktora, takich jak np. PARCS, NESTLE i SIMULATES. Poglądowe podsumowanie poszczególnych modułów SCALE umieszczono na rys.1.



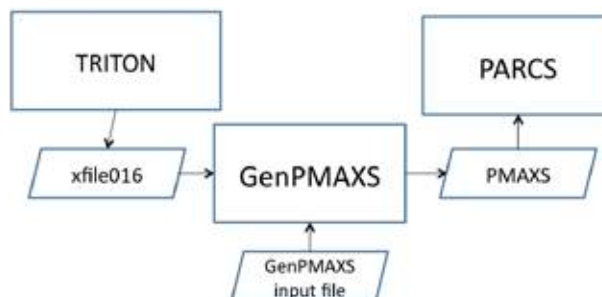
**Rys. 1.** Schemat najważniejszych modułów systemu SCALE (źródło: opr. własne na podstawie [2])

**Fig. 1.** Diagram of the major modules of the SCALE system (source: own study based on [2])

### Program PARCS

Program PARCS łączy w sobie obliczenia ciepłno-przepływowe i rozwiązania równań neutronowych. Nazwa programu jest skrótem od Purdue Advanced Reactor Core Simula-

tor. 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 niestabilnych 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 (Pressurized Water Reactor), BWR (Boiling Water Reactor), CANDU (Canada Deuterium Uranium) oraz PBR (Pebble-Bed Reactor). Główne możliwości kodu PARCS to zdolność obliczania współczynnika mnożenia neutronów, stanów przejściowych reaktora, ciepła powyłączeniowego, zawartości ksenonu i samaru oraz zdolność przeprowadzania obliczeń wypaleniowych [8]. Do obliczeń program wymaga znajomości przekrojów czynnych dla danych warunków pracy reaktora i w związku z tym współpracuje z programami przygotowującymi tego typu dane jak HELIOS, CASMO czy będący częścią pakietu SCALE kod TRITON. Ostatni z wymienionych kodów tworzy pliki kilkagrupowych przekrojów czynnych dla kaset paliwowych - xfile016, 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. 2.



**Rys. 2.** Diagram sekwencji działań kodów TRITON, GenPMAXS i PARCS (źródło: [9])

**Fig. 2.** SCALE/TRITON-GenPMAXS-PARCS flowchart (source: [9])

W ostatnich latach pojawiła się możliwość przeprowadzania analiz bezpieczeństwa najlepszego oszacowania łączących trójwymiarowy model rdzenia reaktora z kodami systemowymi ciepłno-przepływowymi. Metoda ta jest stosowana szczególnie dla skomplikowanych stanów przejściowych reaktora, w których zachodzi silny związek między termo-hydrauliką i kinetyką [1].

Program PARCS może przeprowadzać obliczenia dla stanów przejściowych reaktora jądrowego wspólnie z kodem ciepłno-przepływowym TRACE (lub RELAP5), który:

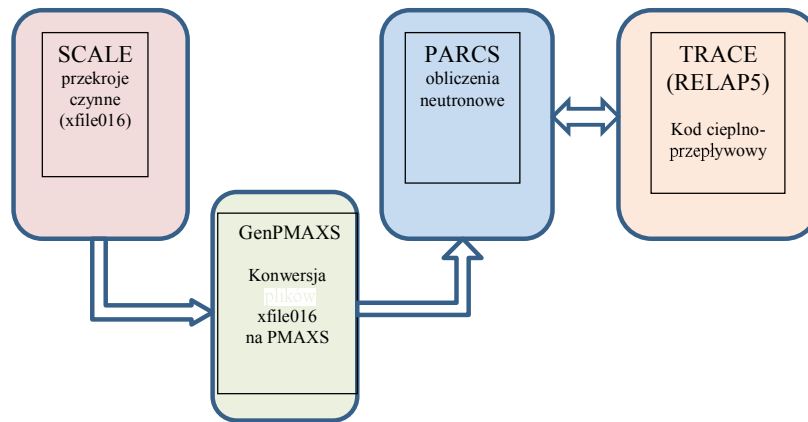
- oblicza wartości parametrów chłodziwa i paliwa,
- przesyła do kodu PARCS temperaturę moderatora, gęstości wody i pary, objętościową zawartość pary, koncentracje boru, średnią i maksymalną temperaturę paliwa oraz temperaturę na powierzchni koszulki paliwowej,
- używa mocy, uzyskanej z kodu neutronowego, jako źródła ciepła dla przewodnictwa.

Natomiast kod PARCS:

- używa wartości parametrów chłodziwa i paliwa dla lokalnych warunków węzłowych,
- aktualizuje makroskopowe przekroje czynne na podstawie lokalnych warunków węzłowych,

- oblicza strumień neutronów w geometrii trójwymiarowej,
- przesyła do kodu TRACE węzłowy rozkład mocy.

Programy SCALE, PARCS i TRACE tworzą system sprzężonych ze sobą kodów, co schematycznie przedstawiono na rys. 3.



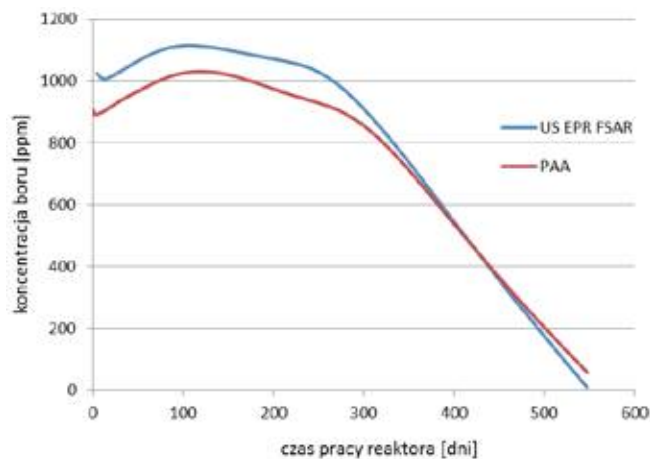
**Rys. 3.** System sprzężonych kodów neutronowych i cieplno-przepływowych wykorzystywanych przez US NRC (źródło: opr. własne)  
**Fig. 3.** System of coupled neutronic and thermal-hydraulic codes used by US NRC (source: own study)

### Przykłady zastosowania kodów SCALE i PARCS

#### Obliczenia koncentracji boru w moderatorze reaktora

W Państwowej Agencji Atomistyki przeprowadzono obliczenia zmiany koncentracji boru w moderatorze reaktora EPR w czasie pierwszego cyklu jego pracy na podstawie danych zawartych w amerykańskim dokumencie US EPR Final Safety Analysis Report [11]. Zadanie to wykonano

przy użyciu kodów SCALE i PARCS. Na rys. 4 przedstawiono wyniki PAA oraz wyniki zamieszczone w powyższym dokumencie. Rezultaty obliczeń są do siebie zbliżone, co potwierdza, że PAA używa odpowiednich kodów neutronowych do przeprowadzania analiz bezpieczeństwa. Wykonanie tych obliczeń wiązało się z czasochłonnym modelowaniem kaset paliwowych i całego rdzenia reaktora, jak również z wykonaniem samych obliczeń przez kody SCALE i PARCS, co trwało wiele tygodni.



**Rys. 4.** Zmiany koncentracji boru w moderatorze reaktora EPR (źródło: opr. własne)

**Fig. 4.** Boron concentration changes in the EPR reactor moderator (source: own study)

#### Obliczenia składu izotopowego i aktywności promieniotwórczej rdzenia reaktora

Za pomocą programów SCALE i PARCS można określić ilość wybranych nuklidów i aktywność promieniotwórczą rdzenia reaktora jądrowego dla dowolnego czasu jego pracy. W ramach zamówienia zleconego przez PAA Instytutowi Techniki Ciepłej Politechniki Warszawskiej została

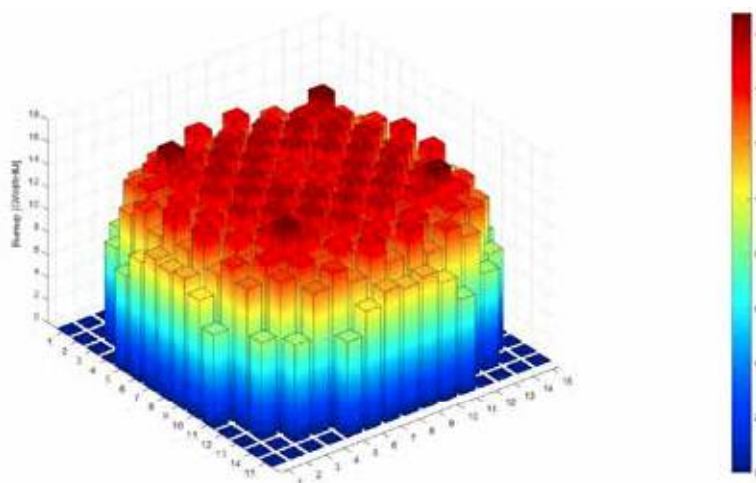
wykonana praca, której celem było przedstawienie metodologii określenia składu i aktywności rdzenia reaktora jądrowego na przykładzie reaktora II generacji typu PWR opisanego w międzynarodowym benchmarku „BEAVRS” [5]. Reaktor ten składa się ze 193 kaset paliwowych podzielonych na 9 typów. Obliczenia wykonano dla trzech długości cyklu pracy reaktora tj. 33%, 66% i 100%, zaś wyniki aktywności rdzenia zamieszczono w tabeli 1.

**Tabela 1** Aktywności rdzenia dla różnych chwil cyklu. FP49 - grupa najistotniejszych 49 produktów rozszczepienia wybranych na podstawie rozdziału 15.4 Pre-Construction Safety Report reaktora UK EPR, FP200 - grupa 200 najbardziej aktywnych produktów rozszczepienia - zawiera też niektóre nuklidy z grupy FP49 (źródło: [6]).

Aktywność	Aktywność [Bq]		
	33% cyklu	66% cyklu	100% cyklu
Całkowita w rdzeniu	7,2164E+20	7,2834E+20	7,3353E+20
Aktynowce	1,4368E+20	1,4711E+20	1,5190E+20
Produkty rozszczepienia FP49	1,5915E+20	1,6409E+20	1,6461E+20
Produkty rozszczepienia FP200	5,5689E+20	5,5917E+20	5,5852E+20

Obliczenia wykonane w ramach pracy składały się z trzech etapów. Pierwszy etap polegał na zamodelowaniu w programie SCALE dziewięciu typów kaset paliwowych omawianego reaktora, przeprowadzeniu obliczeń wypalenia, w trakcie których otrzymano skład izotopowy i aktywność dla każdej kasety w funkcji wielkości wypalenia oraz na wygenerowaniu dwugrupowych przekrojów czynnych. Drugi etap to zamodelowanie całego rdzenia reaktora w programie PARCS i obliczenie wielkości wypalenia

każdej kasety paliwowej w rdzeniu dla określonego czasu pracy. Na rys. 5 przedstawiono trójwymiarową mapę wypalenia dla 327 dni pracy co odpowiada 100% długości cyklu. Trzeci etap polegał na przeliczeniu - za pomocą specjalnie stworzonego w środowisku MATLAB programu - składu izotopowego i aktywności dla każdej kasety na podstawie uzyskanych z programu SCALE danych i wielkości wypalenia otrzymanych z programu PARCS oraz na zsumowaniu mas i aktywności nuklidów dla całego rdzenia reaktora.



**Rys. 5.** Trójwymiarowa mapa wypalenia rdzenia dla końca cyklu (źródło: [6])

**Fig. 5.** 3D reactor core burnup map at the end of the cycle (source: [6])

### Analiza awarii polegającej na rozerwaniu głównego rurociągu parowego elektrowni PWR

Opis analizy takiej awarii zamieszczono w rozdziale 15.1 końcowego raportu bezpieczeństwa amerykańskiej wersji reaktora EPR [11]. Jest ona symulowana przy użyciu sprzężonych kodów neutronowych i ciepłno-przepływowych jak np. SCALE, PARCS i TRACE. Sytuacja, w której doszłoby do rozerwania głównego rurociągu parowego charakteryzuje się znacznymi efektami czaso-przestrzennymi w rdzeniu reaktora spowodowanymi niesymetrycznym chłodzeniem po wyłączeniu reaktora [7]. W opisywanej analizie założono, że w głównym rurociągu parowym powstanie otwór o wielkości 0,1598 m<sup>2</sup> poza budynkiem reaktora, powyżej głównego zaworu odcinającego dopływ pary do turbiny, na końcu cyklu pracy reaktora i dla stanu gorącego na mocy zerowej (Hot Zero Power), przy dostępnym zewnętrznym zasilaniu. Rozerwanie rurociągu zwiększyłoby szybkość oddawania ciepła przez obieg chłodzenia reaktora i zmniejszyłoby temperatury i ciśnienia w tym obiegu. Początkowo prędkość przepływu pary

przez uszkodzony rurociąg wzrosłaby, natomiast z upływem czasu obniżałaby się z powodu spadku ciśnienia pary. Jednocześnie skutek obniżenia temperatury w obiegu chłodzenia reaktora wzrosłaby reaktywność.

### Analiza awarii związanej z nagłym wyłączeniem turbiny w elektrowni BWR

Symulację tego typu awarii wykonuje się również z użyciem sprzężonych kodów neutronowych i ciepłno-przepływowych. Sytuacja, w której doszłoby do wyłączenia turbiny byłaby spowodowana nagłym zamknięciem głównego zaworu odcinającego turbinę. Może ono być zainicjowane przez wiele uszkodzeń układu turbiny lub układu jądrowego. Sygnałem inicjującym mogą być np. silne drgania, zamknięcie głównego zaworu odcinającego turbinę przez operatora, niska próżnia skraplacza lub wysoki poziom wody w reaktorze. Zamknięcie głównego zaworu odcinającego turbinę powoduje nagłe zmniejszenie przepływu pary, co skutkuje zwiększeniem ciśnienia w układzie jądrowym.

Zamknięcie zaworu odcinającego turbinę w trakcie pracy na wysokiej mocy powoduje wyłączenie reaktora, otwarcie zaworu obejściowego turbiny i w niektórych elektrowniach natychmiastowe wyłączenie pompy recyrkulacyjnej. Stan przejściowy związany z opisywanym wyłączeniem turbiny w elektrowni typu BWR jest uważany za jedno z najbardziej złożonych zdarzeń, ponieważ wymaga analizy bardzo szybko zmieniających się parametrów związanych z rdzeniem reaktora, granicą ciśnieniową obiegu chłodzenia reaktora, zaworami i rurociągami. Szczegółowy opis przedstawionej tu awarii znajduje się w benchmarku „Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark” [10].

### Symulacja wystrzelenia kasety regulacyjnej z rdzenia reaktora PWR

Awaria związana z wystrzeleniem kasety regulacyjnej jest zdefiniowana jako uszkodzenie osłony mechanizmu napędowego prętów regulacyjnych, które skutkuje całkowitym wyrzuceniem kasety regulacyjnej z rdzenia reaktora. Konsekwencją takiego zdarzenia jest nagły wzrost reaktywności i lokalny wzrost mocy połączony z początkowym wzrostem ciśnienia w obiegu chłodzenia reaktora. Nagły skok mocy wynikający z wystrzelenia kasety regulacyjnej jest szybko równoważony przez efekt Dopplera zachodzący w paliwie kiedy temperatura paliwa zaczyna rosnąć i może być zakończony przez wyłączenie reaktora. Sygnałem powodującym wyłączenie może być w takiej sytuacji wysokie tempo przyrostu, krótki okres podwojenia lub wysoka wartość gęstości strumienia neutronów. Wielkość reaktywności wprowadzonej pod wpływem takiej awarii i zmiana mocy zależą m.in. od głębokości zanurzenia kasety regulacyjnej, wielkości wypalenia paliwa i od załadunku paliwa do rdzenia. Podobnie jak dwie opisywane wcześniej awarie, tę analizuje się również z wykorzystaniem kodów neutronowych i ciepłno-przepływowych. Opis analizy takiej awarii zamieszczono w rozdziale 15.4 końcowego raportu bezpieczeństwa amerykańskiej wersji reaktora EPR [11].

### Podsumowanie

Nieodłączną częścią analiz bezpieczeństwa reaktorów jądrowych są obliczenia z dziedziny neutroniki wykorzystujące zaawansowane narzędzia obliczeniowe. Z punktu widzenia dozoru jądrowego bardzo duże znaczenie ma możliwość przeprowadzania analiz wykorzystujących sprzężone kody neutronowe i ciepłno-przepływowe. Połączenie tych dwóch rodzajów kodów daje niewątpliwie dokładniejszy obraz przebiegu awarii, w których istotny wpływ ma kinetyka reaktora.

Obliczenia neutronowe są w Państwowej Agencji Atomistyki poważnie traktowane. Dozór dysponuje sprawdzonymi narzędziami, co zostało w niniejszym artykule potwierdzone. W PAA są podejmowane różnego rodzaju prace obliczeniowe mające na celu zdobycie doświadczenia w obsłudze kodów obliczeniowych z obszaru neutroniki, co - biorąc pod uwagę światowe tendencje - jest niezbędne w ramach przygotowywania się dozoru jądrowego do oceny raportu bezpieczeństwa planowanej pierwszej elektrowni jądrowej w Polsce.

### 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] Bowman S.M., *Overview of the SCALE Code System*, 2007.
- [3] Downar T., Lee D., Xu Y., Kozłowski T., Staudenmier J., *PARCS v.2.6, User Manual*, 2004.
- [4] Dz. Ustaw z dnia 20 września 2012 poz. 1048, Rozporządzenie RM z dnia 31 sierpnia 2012 w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego.
- [5] Horelik N., Herman B., Forget B., Smith K., *Benchmark for Evaluation and Validation of Reactor Simulations (BEAVRS)*, v.1.0.1. Proc. Int. Conf. Mathematics and Computational Methods Applied to Nuc. Sci. & Eng., Sun Valley, Idaho, 2013.
- [6] Instytut Techniki Ciepłej Politechniki Warszawskiej. Praca zbiorowa wykonana dla Państwowej Agencji Atomistyki, *Obliczenia gęstości atomowych, masy oraz aktywności promieniotwórczej produktów rozszczepienia dla wybranego reaktora energetycznego przy użyciu specjalistycznych programów obliczeniowych*, Warszawa, listopad 2015.
- [7] Ivanov K., Beam T., Baratta A., Irani A., Trikouros N., *PWR Main Steam Line Break Benchmark*, Volume 1: Final Specifications, NEA/NSC/DOC(99)8, Nuclear Energy Agency, April 1999.
- [8] 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.
- [9] *SCALE/TRITON Primer: A primer for Light Water Reactor Lattice Physics Calculations*, US NRC, NUREG/CR-7041, ORNL/TM-2011/21, November 2012.
- [10] Solis J., Ivanov K., Sarikaya B., Olson A., Hunt K. W., *Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark*, Volume 1: Final specifications, NEA/NSC/DOC (2001)1, Nuclear Energy Agency, February 2001.
- [11] *US EPR Final Safety Analysis Report*. (<http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/epr/reports.html#fsar>) (dostęp: 25.08.2016)
- [12] US NRC Regulatory Guide 1-206 *Combined License Applications for Nuclear Power Plants*, Appendix C.I.15-A.
- [13] Kiełkiewicz M., *Teoria reaktorów jądrowych*, PWN, Warszawa 1987

dr inż. Ernest Staroń,  
mgr inż. Szymon Suchcicki,  
Państwowa Agencja Atomistyki,  
Warszawa

### Notka o autorach

**Dr inż. Ernest Staroń** – absolwent Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, Naczelnik Wydziału Analiz Obiektów Jądrowych, Departament Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki (ernest.staron@paa.gov.pl)

**Mgr inż. Szymon Suchcicki** – absolwent Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, specjalista w Wydziale Analiz Obiektów Jądrowych, Departament Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki (szymon.suchcicki@paa.gov.pl)