

AKADEMIA GÓRNICZO-HUTNICZA IM. STANISŁAWA STASZICA W KRAKOWIE

Wyzwania dla Reaktora Wysokotemperaturowego w Polsce i jak im sprostać?

Jerzy Cetnar

Wydział Energetyki i Paliw AGH

A G H

Badania nad reaktorami HTR prowadzone są na świecie od kilkudziesięciu obejmują kilka koncepcji oraz zastosowanych rozwiązań, w części korzystnych, lecz także niekorzystnych. Jednocześnie potencjał możliwych rozwiązań nie jest wyczerpany ani też dokładnie zbadany.

Złożoność projektu HTR wymaga postawienia szeregu pytań w zakresie koncepcji reaktora oraz określenia drogi badawczej do uzyskania na nie odpowiedzi. Powinny one określać możliwe cele badawcze zarówno na poziomie analizy obliczeniowej jak i eksperymentalnej do przeprowadzenia w Polsce, które pozwolą wykonać rzeczową ocenę korzyści płynących z budowy HTR–ów w Polsce, jak też uświadomić i zdefiniować konieczny wysiłek badawczy, finansowy oraz cywilizacyjny.



Obecny status HTR

- Główne zalety:
 - Paliwo TRISO
 - Najbardziej odporne na uszkodzenia
 - Zachowuje integralność do 1600 °C
 - Wysokie dopuszczalne wypalenie (do 80% fima)
 - Pasywne cechy bezpieczeństwa
 - Naturalne chłodzenie ciepła powyłączeniowego (niezależność od zasilania elektrycznego)
 - Ujemne współczynniki reaktywnościowe zarówno paliwowe jak i grafitowe
 - Rdzeń
 - Możliwe głębokie wypalenie
 - Elastyczność paliwowa MOX, MA, Th
 - Lepsze wykorzystanie paliwa
 - Możliwa mniejsza radiotoksyczność wypalonego paliwa
 - Kogeneracja wysokotemperaturowa

Obecny status HTR

- AGH
 - Wyzwania
 - Technologie materiałowe
 - Błędy popełnione w przeszłości
 - Złożoność fizyki rdzenia
 - Trudności diagnostyczne (wysoka temperatura)
 - Wielość opcji technologicznych rożne zalety oraz wady
 - Rozbieżne oceny rachunku ekonomicznego
 - Brak projektu z licencją w UE lub USA
 - Szczątkowy poziom finansowania badań w Polsce badań reaktorowych w ogólności i dedykowanych HTR w szczególności
 - Brak zawansowanej infrastruktury badawczej
 - Brak długofalowych programów badawczych ze stabilnym finansowaniem
 - Utrata postrzegania przez młodzież kariery badawczej jako atrakcyjnej ścieżki zawodowej
 - Konieczność rozwoju kadr badawczych oraz inżynierskich
 - Dominacja technologii LWR utrudniająca implementację HTR



Szanse

• Potencjał innowacyjny reaktorów HTR

- Elastyczność możliwej konfiguracji rdzenia wymaga szerokich badań nad fizyką HTR w celu pełnego zrozumienia oraz opanowania procesów technologicznych na poziomie projektu
- Doskonalenie narzędzi oraz metod projektowych zmniejsza margines błędu oraz ogranicza ryzyko ekonomiczne projektu komercyjnego HTR
- Technologia HTR oferuje najlepszą odpowiedź na zagrożenia awariami typu Fukushima
- Istnieje możliwość zwiększenia poziomu bezpieczeństwa w stosunku do istniejących rozwiązań poprzez innowacje – do osiągnięcia na drodze projektowej a następnie demonstrację w systemach pilotażowych/prototypowych

Proces kształcenia kadr: wymagania

- AGH. Podnoszenie ogólnej kultury technicznej społeczeństwa na poziomie edukacji szkolnej
 - Edukacja uniwersytecka w oparciu o specjalistyczną kadrę naukową na odpowiednim poziomie – studia trzystopniowe
 - Rozwój kadry naukowej w oparciu o zawansowane programy badawcze
 - Finansowanie badań naukowy w obszarze inżynierii jądrowej: programy narodowe oraz w ramach współpracy międzynarodowej
 - Transfer wiedzy i kompetencji jądrowej z zagranicy
 - Wymiana doświadczeń oraz staże zagraniczne
 - Bieżące szkolenia oraz doskonalenie zawodowe personelu

Pominięcie lub ograniczenie któregoś z etapów negatywnie wpłynie na poziom bezpieczeństwa energetyki jądrowej



- Organy dozoru i regulacji:
 - Państwowa Agencja Atomistyki
 - NEPIO (Nuclear Energy Programme Implementing Organization)

wymagana reorganizacja, wykształcenie oraz nabór kadr

- Operatorzy elektrowni jądrowych
- TSO (Technical Support Organization) Energii Jądrowej:
 - Instytuty badawcze,
 - Uczelnie Techniczne,
 - Prywatne firmy konsultacyjne

Znaczenie krajowych kadr eksperckich

- Bezpieczne funkcjonowanie energetyki jądrowej, a w przypadku wystąpienia awarii ograniczenie jej skutków do minimum wymaga posiadania kadr eksperckich na wielu poziomach: od operatora elektrowni poprzez dozór jądrowy oraz regulatora aż po niezależne organizacje badawcze.
- Ocena bezpieczeństwa musi być oparta na ekspertach krajowych
- We wszystkich poważnych awariach (katastrofach) jądrowych deficyt kompetencji przyczynił się znacznie do rozmiaru skutków (a także kosztów ich usuwania)

Rachunek kosztów:

- Badania jądrowe utrzymanie kompetentnych kadr v 10 MEuro/rok
- Koszty elektrowni jądrowej (ze spłatą kapitału) ~ 1000 MEuro/rok
- Koszty usuwania skutków katastrof (Czarnobyl, Fukushima) ~ 100 000 MEuro



Definiowanie celów badawczego reaktora HTR w Polsce – punkty do dyskusji

- Główna misja do wypełnienia przez badawczy HTR
- Budowa kompetencji (kadry) i wiedzy (know-how) niezbędnej do programu wdrożenia HTR w Polsce
- Walidacja numerycznych narzędzi projektowych do HTR w celu umożliwienia jego zaprojektowania/weryfikacji, także pod kątem licencjonowania
- Wsparcie (umożliwienie) procesu licencjonowania przemysłowego HTR
- Pomiar charakterystyk reaktorowych o znaczeniu dla bezpieczeństwa jądrowego



- Testowanie systemów detekcji promieniowania jądrowego oraz pomiaru reaktywności w warunkach HTR
- Możliwość rozwoju technologii instrumentacji HTR
- Testowanie jakości materiałów wysokotemperaturowych, w tym paliwa TRISO, oraz ich zachowania oraz odporności na degradację w warunkach HTR
- Testowanie innowacyjnych rozwiązań dedykowanych poprawie efektywności oraz ekonomiczności



Podstawowe zagadnienie badawcze

- Implementacja istniejących narzędzi projektowych
- Rozwój własnych innowacyjnych rozwiązań programowych
- Tworzenie systemów zintegrowanych obliczeń neutronowych oraz termo-hydraulicznych
- Weryfikacja zaimplementowanych oraz rozwijanych narzędzi numerycznych przy użyciu testów porównawczych (benchmarks)
- Budowa wysokiej wierności modeli obliczeniowych HTR – zarówno eksperymentalnego jak i przemysłowego.
- Pomiar charakterystyk eksperymentalnego HTR:
- Walidacja systemu modelowania neutroniki oraz termohydrauliki.



Walidacja neutroniki oraz termohydrauliki

- Rozkłady mocy (pomiar promieniowania gamma oraz widma neutronów)
- Rozkład strumienia neutronów, promieniowania gamma oraz temperatury w stanie stacjonarnym:
 - Osiowe
 - Radialnie W pobliżu prętów kompensacyjnych
- Cele: weryfikacja gorących ognisk temperatury a także źródeł uwolnień materiałów radioaktywnych
- Walidacja odpowiedzi reaktywności oraz temperatury reaktora w przebiegach stanów nieustalonych (transients) wywołanych:
 - utratą (zmniejszeniem) przepływu chłodziwa
 - zwiększeniem temperatury na wejściu reaktora



Charakterystyki HTR

- Badanie charakterystyk nadążania za obciążeniem (load follow characteristics):
- Odpowiedzi reaktywności
- Zmiany rozkładu temperatury rdzenia w funkcji czasu.
- Pomiar zmian czasowych temperatury na wyjściu
- Zmiany gradientu ciśnienia w funkcji prędkości przepływu oraz temperatury na wejściu – w celu określenia ewolucji mocy termicznej reaktora w stanach nieustalonych.
- Celem głównym jest ustalenie oraz przetestowanie parametrów inicjujących wyłączenie reaktora (zrzut prętów/kapsułek awaryjnych)



Badania materiałowe

- Wykorzystanie eksperymentalnego HTR do badań materiałowych dedykowanych bezpieczeństwu
- Dedykowane kanały eksperymentalne
- Pomiary prędkości uwolnień radionuklidów w warunkach bardzo wysokiej temperatury (symulacja stanów awaryjnych)
- Pomiar umożliwi kalibrację lub weryfikację modeli teoretycznych mechanizmu uwolnień w funkcji wypalenia oraz temperatury
- Badania tego typu pozwolą na ścisłe określenie limitów bezpiecznej pracy reaktora HTR
- Istotne z punktu widzenia procesu licencjonowania



Rozwój oraz testowanie instrumentacji HTR

- Pomiary temperatury
- Zastosowanie sond z próbkami stopów o zróżnicowanej temperaturze topnienia
- Termopary do wysokich temperatur
 - platyna-ruthen do 1800 °C
 - wolfram-rod do 2300 °C
 - przewody platynowe w izolacji ceramicznej



Rozwój oraz testowanie instrumentacji HTR

- Pomiary neutronowe wyzwanie w wysokiej temperaturze
 - Występuje potrzeba innowacji
 - Rozwiązania standardowe komory jonizacyjne w stanach niskiej temperatury oraz niskiego poziomu strumienia (np. pomiary na niskiej mocy reaktora)
 - W stanach wysokich strumieni i temperatur (do 500 °C innowacyjne rozwiązania wymagane – np.
 - detektory półprzewodnikowe na bazie SiC
 - detektory diamentowe (kanapkowe do pomiarów spektralnych)
 - W stanach bardzo wysokiej temperatury oraz strumieni innowacyjne rozwiązania konieczne np. ceramiczne próbki aktywacyjne z pocztą pneumatyczną "aero-balls"



Nowe rozwiązania projektowe oraz materiałowe

Testowanie koncepcji oraz elementów systemu w dedykowanych kanałach eksperymentalnych

- Zagadnienia naukowe w dalszej perspektywie badawczej:
- Nowe postaci paliwa TRISO
- Cykl mieszany 235U-232Th-233U
- Obieg na nadkrytycznym ditlenku węgla (sCO2)
 - badanie interakcji z grafitem
 - efekty reaktywności zachowania paliwa w stanie głębokiego wypalenia – konieczna wcześniejsze naświetlania w reaktorze wysoko-strumieniowym
- Testowanie innowacyjnych koncepcji rdzenia HTR



Główne obszary badawcze na AGH w zakresie inżynierii jądrowej

- Rozwój metod numerycznych Monte Carlo w projektowaniu systemów i reaktorów jądrowych
- Reaktory krytyczne IV generacji analiza badawcza oraz projektowanie:
 - HTR reaktory wysokotemperaturowe chłodzone helem
 - LFR reaktorami prędkie chłodzonymi ołowiem
- Kogeneracja jądrowa
 - NGTL upłynnianie węgla z wykorzystaniem reaktorów jądrowych
 - wykorzystanie wysokotemparaturowej pary do procesów technologicznych w przemyśle chemicznym
- Systemy sterowane akceleratorem ADS
- Reaktory syntezy termojądrowej



Rozwój metod numerycznych Monte Carlo w projektowaniu systemów i reaktorów jądrowych

- Cele:
 - poprawa bezpieczeństwa projektu jądrowego poprzez dokładniejsze określanie obszarów zagrożeń oraz zwiększenie wiarygodności modelowania.
 - zwiększenie wydajności systemów jądrowych w aspektach eksploatacji ej, oraz lepszego wykorzystania paliwa,
 - rozwój nowoczesnych koncepcji projektowania współczesnych reaktorów pracujących w innych reżimach pracy ze względu na skład paliwa, własności reaktywności oraz ewolucję cyklu paliwowego.
- Współpraca międzynarodowa: KTH Szwecja, BNL USA, General Atomics – San Diego USA, JRC Institute for Energy Petten, Holandia, Argonne National laboratory USA



Metody osiągnięcia celu:

- Zintegrowanie istniejących programów obliczeniowych fizyki reaktorów: neutronika, cykl paliwowy, termo-hydraulika Programy: MCNP, MCNPX, MCB, FLUENT, POKE
- Rozwój metody Monte Carlo w analizie reaktorowej:
 - Propagacja błędu
 - Analiza perturbacyjna
 - Analiza czułości
 - Konwergencja źródła
- Rozwój metody Monte Carlo do opisu procesów niestacjonarnych w reaktorach jądrowych tj. do opisu dynamiki reaktora.
- Zwiększenie rezolucji przestrzennej opisu rdzenia reaktora jądrowego.
- Rozwój metod analizy eksperymentów fizyki reaktorów w celu poprawy:
 - Oceny jakości danych jądrowych
 - Identyfikacji źródeł błędów projektowych wynikających ze słabości danych jądrowych lub modeli reaktorowych
 - Identyfikacja procesów propagacji błędów w czasie eksploatacji reaktorów na skutek zmian materiałowych (w zakresie paliwa jak i materiałów strukturalnych)
 - Zmniejszenie zakresu niepewności w projekcie reaktora jądrowego

Udoskonalona metoda opisu przemian paliwa jądrowego: Ogólne rozwiązanie równania Batemana AGH $A(t) = \sum_{i=1}^{n} \lambda_i \alpha_i \exp\left[-\lambda_i t\right] \cdot \sum_{m=0}^{\mu_i} \frac{(\lambda_i t)^m}{m!} \cdot \Omega_{i,\mu_i-m}$ $\alpha_{i} = \prod_{\substack{j=1,n \\ i\neq i}} \left(\frac{\lambda_{j}}{\lambda_{j} - \lambda_{i}} \right)^{m_{j}} \qquad \Omega_{i,j} = \sum_{h_{1}=0}^{j} \sum_{h_{2}=0}^{j} \cdots \sum_{h_{n}=0}^{j} \prod_{\substack{k=1 \\ k\neq i}}^{n} \left(\frac{h_{k} + \mu_{k}}{\mu_{k}} \right) \left(\frac{\lambda_{i}}{\lambda_{i} - \lambda_{k}} \right)^{h_{k}} \delta \left(j, \sum_{\substack{l=0 \\ l\neq i}}^{n} h_{l} \right)$ 5.8 a Cm 244 **Top 25 Hottest Articles** 2.5 a Energy > Annals of Nuclear Energy Am 243 ^(n,y) July to September 2012 8.9 a 2.6 a 4.0 a 2.1 a 8.9 a 🔜 RSS 🔲 Blog This! 📃 Print Show condensed Pu 240 241 238 239 242 1. General solution of Bateman equations for nuclear transmutations 4.7 a 3.0 d 3.4 d Annals of Nuclear Energy, Volume 33, Issue 7, May 2006, Pages 640-645 Np 237 239 238 Cetnar, J. Cited by SciVerse Scopus (29) 104.5 a 9.7 d 33 m 2. Transient analysis of break below the grid in Tehran research U reactor using the newly enhanced COBRA-EN code 237 238 239 Annals of Nuclear Energy, Volume 49, November 2012, Pages 1-11 Aghaie, M.; Zolfaghari, A.; Minuchehr, A.; Shirani, A.; Norouzi, A. < 1238 trajectory II Pu 241 3. Research of two-phase flow instability in parallel narrow trajectory I multi-channel system (numbers above each nuclide initial final Annals of Nuclear Energy, Volume 48, October 2012, Pages 1-16 nuclide nuclide Xia, G.; Peng, M.; Guo, Y. are effective mean life times)



Udział w projektach Europejskich w obszarze energii jądrowej (ukończone)

IV Program Ramowy

 IABAT – "Impact of accelerator-based technologies on nuclear fission safety"; (udział indywidualny; projekt ukończony)

Cel główny: analiza wykorzystania układów ADS do unieszkodliwiania długożyciowych radiotoksycznych nuklidów

V Program Ramowy

- CONFIRM "Uranium Free Fuels for Accelerator Driven Systems; Collaboration On Nitride Fuel Irradiation and Modeling" (udział indywidualny; projekt ukończony 2008) Cel główny – analiza właściowości paliwa azotkowego w układach ADS
- MUSE: eksperyment MUSE do weryfikacji obliczeń transportu neutronów w układach podkrytycznych 2008;
- PDS-XADS "Preliminary Design Studies of an Experimental Accelerator-Driven Systems" (projekt ukończony 2007)
 Cel główny: opracowanie kompleksowego projektu eksperymentalnego reaktora ADS – dwie odrębne technologie chłodzenia – hel oraz eutektyka Pb-Bi



Udział w projektach Europejskich w obszarze energii jądrowej (ukończone)

VI Program Ramowy

- PUMA "Plutonium and Minor Actinide Management by Gas-Cooled Reactors" (projekt ukończony 2009)
 Cel główny: analiza możliwości wykorzystania reaktora HTR do wypalania plutonu oraz aktynowców – dwie koncepcje budowy rdzenia – pryzmatyczna oraz kulowa (pebble bed)
- ELSY "European Lead-cooled System" (projekt ukończony 2010)
 Cel główny: analiza projektowa reaktora chłodzonego ołowiem LFR w wersji samopowielania paliwa (plutonu) oraz wypalania aktynowców (paliwo tlenkowe; opcja paliwo azotkowe)
- EUROTRANS: zintegrowany projekt badań nad systemami ADS do transmutacji odpadów promieniotwórczych;



Projekty badawcze (EURATOM)

VII Program Ramowy

- LEADER "Lead-cooled European Advanced DEmonstration Reactor" realizacja 2010 – 2013 Cel główny: opracowanie projektu demonstracyjnego reaktora chłodzonego ołowiem LFR.
- EUROPAIRS <u>"End-User Requirements fOr industrial Process heat</u> <u>Applications with Innovative nuclear Reactors for Sustainable energy</u> <u>supply</u>" - realizacja 2009-2011 Cel główny: rozpoznanie wymagań technicznych po stronie użytkowników przemysłowych ciepła technologicznego generowanego przez reaktory wysokotemperaturowe HTR
- FREYA "Fast Reactor Experiments for hYbrid Applications" realizacja 2011-2016
 Cel główny: opracowanie eksperymentalnej walidacji metod projektowych dla reaktorów ADS oraz na neutronach prędkich - LFR
- ARCHER "Advanced High-Temperature Reactors for Cogeneration of Heat and Electricity R&D" - realizacja 2011-2014.
 Cel główny – rozwój technologii kogeneracji jądrowej: sprzężenia reaktora HTR z konwencjonalnymi procesami technologicznymi wykorzystującymi ciepło wysokotemperaturowe.



European Institiute of Innovation & Technology - KIC InnoEnergy

• Projekt I_SMART:

Rozwój detektorów spektrometrycznych SiC do jednoczesnego pomiaru widma neutronów oraz promieniowana gamma w niesprzyjającym środowisku (wysokie fluencje oraz temperatury)





Тор

12 Reside

Bottom

Outer



AGH





Power profile in cycle with CR operation modelled; Pu+MA fuel, 350- day 4-batch equilibrium cycle in axial only shuffling.





AG H

"Rozwój wysokotemperaturowych reaktorów do zastosowań przemysłowych"

w ramach strategicznego projektu badawczego pt. "Technologie wspomagające rozwój bezpiecznej energetyki jądrowej" NCBiR:

• Projekt badawczo rozwojowy koordynowany przez AGH

Misja:

- Osiągnięcie postępu badawczego oraz innowacyjnego w technologii reaktorów HTR
 w układach kogeneracji energii elektrycznej oraz ciepła technologicznego, głównie dla synergii z węglem.
- Badania nad warunkami wdrożenia układów kogeneracji jądrowej z parą technologiczną w istniejącym przemyśle, głównie chemicznym.
- Trzy główne domeny badawcze:
 - Technologia reaktorów jądrowych sensu stricto;
 - Wykorzystanie ciepła technologicznego z reaktora jądrowego w procesach przemysłowych
 - Sprzęgnięcia reaktora z procesami zgazowania/ upłynniania węgla

AG H

"Rozwój wysokotemperaturowych reaktorów do zastosowań przemysłowych" etapy realizowane na AGH WEiP:

- 1) Koherencja działań badawczo wdrożeniowych
- Analiza warunków wdrożenia technologii reaktorów HTR w Polsce, w tym budowy I uruchomienia pierwszej industrialnej instalacji w perspektywie najbliższych kilkunastu
- 9) Rozwój badań nad fizyką rdzenia w reaktorach HTR
- 10) Budowa i walidacja wieloprocesorowego systemu modelowania reaktorów jądrowych cyklu paliwowego, sterowania, chłodzenia oraz przekazu ciepła zogniskowana na reaktorach HTR
- 15) Preparatyka oraz badania fizykochemiczne katalizatorów do suchego reformingu metanu
- 16)Opracowanie założeń demonstracji laboratoryjnego układu kogeneracyjnego
- 17)Analiza termodynamiczna wykorzystania ciepła z reaktora wysoko- temperaturowego do produkcji wodoru i energii elektrycznej



Dr hab. inż. Jerzy Cetnar, prof. nadzw.

Dr hab. inż. Jerzy Janczyszyn, prof. nadzw.

Dr inż. Grażyna Domańska

Dr inż. Mariusz Kopeć

Mgr inż. Mikołaj Oettingen

Mgr inż. Przemysław Stanisz

Mgr inż. Grzegorz Kępisty

Mgr inż. Michał Orliński

Mgr inż. Mateusz Malicki

Mgr inż. Igor Królikowski



Etap: 9. Rozwój badań nad fizyką rdzenia w reaktorach HTR

 Cel przewodni etapu: udoskonalenie metod modelowania zjawisk fizycznych zachodzących w rdzeniu reaktorów HTR oraz projektowania tych reaktorów. W etapie tym przeprowadzone zostaną prace badawcze nad metodologią modelowania reaktorów których celem jest uwzględnienie specyfiki reaktorów HTR.



Zwiększenie reprezentatywności równowagowych obliczeń przepałowych

Dotyczy zagadnień typu:

- Ocena i rozwój modelu kroku;

- Dyskretyzacja przestrzenna i czasowa modelu na poziomie komórki paliwowej, bloku i rdzenia;

- Wykrycie i przeciwdziałanie oscylacjom profilu strumienia neutronów i koncentracji ¹³⁵Xe;

- Ocena efektów wywołanych przez punktowe przetwarzanie paliwa w rdzeniu;

 Powiązanie powyższych efektów z elementami fizyki rdzenia typowymi dla reaktora HTR.







Indukowane problemy:

- Ograniczona stabilność przestrzenna symulacji przepałowych Monte Carlo;
- Problemy ze zbieżnością źródła neutronów;
- Duży kosz obliczeń neutronowych.







Czy błędy (względne, bezwzględne) wielkości fizycznych rosną z czasem dla systemu?

$$\delta N_{i+1} > \delta N_i$$



Wielokrotne i niezależne symulacje Monte Carlo:

- Identyczny model systemu
- Obniżona precyzja neutronowa
- Inne ziarno generatora liczb losowych
- Np. 20 niezależnych próbek

Niepewności statystyczne oszacowane z rozrzutu wyników

$$var^{keff} = \sum_{i=1,n} \left(k_{eff,i} - \overline{k_{eff}} \right)^2 / (n-1) \qquad var^{keff} = \overline{var^{MC}} + var^{prop}$$

$$var^{iso} = \sum_{i=1,n} (N_i - \overline{N})^2 / (n-1)$$





Próbkowanie warstwowe - rdzeń reaktora HTR

Niepewności profilu mocy







Próbkowanie warstwowe - podsumowanie

0	dchylenie standa	dowe z 20 próbek (w	vzględne lub bezwzgl	ędne)
Wielkość	100 EFPD	200 EFPD	300 EFPD	400 EFPD
globalna				
K _{eff}	62 pcm	55 pcm	43 pcm	50 pcm
NSRC	0.096%	0.11%	0.088%	0.091%
²³⁸ Pu	0.0075%	0.010%	0.014%	0.015%
²³⁹ Pu	0.023%	0.029%	0.049%	0.072%
²⁴⁰ Pu	0.025%	0.032%	0.029%	0.032%
²⁴¹ Pu	0.038%	0.039%	0.050%	0.064%
²⁴² Pu	0.0089%	0.012%	0.014%	0.016%
¹³⁵ Xe	0.37%	0.55%	0.29%	0.25%
¹⁵¹ Eu	0.70%	1.20%	1.59%	2.36%
²⁴³ Am	0.0245%	0.033%	0.031%	0.030%
²⁴⁴ Cm	0.013426	0.028%	0.036%	0.045%
²³⁷ Np	0.004405	0.0057%	0.0067%	0.0094%
Wielkość lokalna	100 EFPD	200 EFPD	300 EFPD	400 EFPD
²³⁹ Pu	0.56%	0.67%	0.74%	0.81%
²⁴⁰ Pu	0.36%	0.49%	0.61%	0.71%
²⁴¹ Pu	0.408%	0.463%	0.504%	0.554%
¹³⁵ Xe	2.34%	3.28%	2.22%	1.67%
²⁴³ Am	0.407%	0.494%	0.519%	0.548%
²⁴⁴ Cm	1.01%	0.777%	0.694%	0.635%
Moc w komórkach	3.96%	4.18%	3.23%	2.99%

→ Wniosek: Propagację błędu statystycznego można określić jako słabą.



Dalszy rozwój reprezentatywności symulacji Monte Carlo

- <u>Metoda subkroku</u> z perturbacją,
- Zwiększenie zdolności rozdzielczej,
- Metoda współczynników korekcyjnych.
- Tłumienie zmian koncentracji ksenonu.







Obliczenia rozkładu temperatur podczas pracy reaktora HTR



Schemat tasowania radialnego i aksjalnego paliwa





Radialny profil gęstości mocy w kolumnie bloków paliwowych

43













Porównanie z wynikami referencyjnymi

Venneri Francesco et al., High Temperature Reactor (HTR) Deep Burn Core and Fuel Analysis, Idaho National Laboratory, INL/EXT-10-19973, September 2010





Etap 10. Budowa i walidacja wieloprocesorowego systemu modelowania reaktorów jądrowych cyklu paliwowego, sterowania, chłodzenia oraz przekazu ciepła zogniskowana na reaktorach HTR



Obliczenia porównawcze (benchmark) oraz walidacyjne unowocześnionego systemu obliczeniowego



Studium walidacyjne symulacji wypalania paliwa jądrowego

- Pokazanie możliwości kodu MCB do symulacji wypalania paliwa jądrowego w zaawansowanych systemach jądrowych.
- Wybór oraz weryfikacja odpowiedniego eksperymentu zawierającego niezbędne dane pomiarowe.
- Opracowanie modelu numerycznego bazującego na dostępnej specyfikacji eksperymentu.
- Analiza porównawcza pomiędzy wynikami eksperymentalnymi i symulacjami numerycznymi.



Eksperyment walidacyjny

- kaseta paliwowa 17x17 w
- Japońska elektrownia Ohi KEPCO
- dwa cykle reaktorowe VII 1984 II 1987. (410+ 427 dni)





Początkowy oraz końcowy skład paliwa jądrowego

	(6 wt.%)Gd ₂ O ₃ +(94 wt. %)UO ₂ wt. %			UO ₂ wt. %	
Izotop	C5, 89G01	C5, 89G03	O13, 89G05	F4, 89G08	F4, 89G10
U234		0.0141		0.02	81
U235		1.6874		3.2	
U236		0.0008		0.00)2
U238	98.2977			96.7699	
Gd152		0.19		-	
Gd154		2.13		-	
Gd155	14.58			-	
Gd156		20.3		-	
Gd157		15.62		-	
Gd158	24.95			-	
Gd160		22.23		-	







Ewolucja plutonu





Ewolucja Ameryku





Ewolucja Kiuru





Tabela 9 Współczynniki C/E.

Nazwa próbki	89G01	89G03	89G05	89G08	89G10
Typ próbki	Gd	Gd	Gd	U	U
Pozycja osiowa [cm]	26.7	73.7	73.3	26.5	73.8
FIMA [%]	2.211	2.950	2.585	3.129	3.980
Izotop	C/E				
U232	0.12	0.13	0.11	0.82	1.04
U234	1.00	1.01	1.00	1.00	0.99
U235	1.05	1.08	1.08	1.05	1.05
U236	1.01	1.00	0.99	0.99	0.99
U238	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
Np237	1.01	1.02	1.06	1.03	1.08
Pu236	1.54	1.28	1.29	1.32	1.20
Pu238	0.97	0.95	0.96	0.92	0.95
Pu239+Np239	1.01	0.99	1.00	1.01	1.00
Pu240	1.02	1.00	1.00	1.01	0.98
Pu241	1.01	0.99	0.99	0.99	0.99
Pu242	1.03	0.98	0.97	0.99	0.97
Am241	0.90	0.98	1.15	0.89	0.92
Am242m	1.11	0.98	1.37	1.01	1.22
Am243	1.11	1.03	0.90	1.06	1.02
Cm242	0.80	0.90	1.00	0.80	0.94
Cm243	0.91	0.85	0.79	0.67	0.89
Cm244	1.08	0.93	1.02	1.02	1.00
Cm245	1.18	0.99	1.11	1.13	1.04
Cm246	0.97	0.82	0.93	0.91	0.88
Cm247	0.94	0.75		0.76	1.03



Walidacja obliczeń kodu MCB poprzez reaktywnościowy eksperymentu VHTRC



Rysunek 1. Poglądowy obraz^V obiektu VHTRC.



Rysunek 1. Model VHTRC w geometrii MCNP (rdzeń HC-1)

Podstawowe parametry graniastosłupa: Szerokość dla przeciwległych boków: 240 [cm] Długość całego bloku: 240 [cm]

Trzy konfiguracje załadunku paliwa: HP, HC-1, HC-2 Eksperyment przeprowadzony dla kilku temperatur: HP: 25,5; 71,2; 100,9; 150,5 oraz 199,6 [°C] HC-1: 8.0 [°C] HC-2: 200,3 [°C]

Tabela 1. Specyfikacja paliwa dla dwóch rodzajów komponentów

Component	Item	Unit	B-2 type	B-4 type
	Outer diameter, D	mm	35.85	35.98
	Inner diameter, d	mm	17.95	17.96
Fuel compact	Length, L	mm	35.98	36.01
	Number of coated fuel particles	20,000		20.400
	per fuel compact			20,400
	Uranium enrichment of kernel	wt.%	2.000	4.000
	Diameter of kernel, D	μm	602	599
Coated fuel	Thickness of 1^{st} coating layer, t_1	μm	79	79
particle	Thickness of 2^{nd} coating layer, t_2	μm	79	78
	Diameter of coated fuel particle, $D + 2(t_1 + t_2)$	μm	918	913



Weryfikacja Modeli obliczeniowych VHTR

Eksperyment modelowany w MCB zakładał głównie weryfikacje dwóch wejściowych parametrów istotnych dla układów HTR: - modelowania losowo rozmieszczonych kulek paliwowych - wykorzystania bibliotek jądrowych przekrojów czynnych

Biblioteki:

W celu weryfikacji modelu zastosowano najnowsze wydania 3 bibliotek jądrowych:

- JEFF 3.2 (Europa)
- ENDFVII.0 (Stany Zjednoczone)
- ENDFVII.1 (Stany Zjednoczone)

Rysunek 3. Model symulowanego paliwa (od lewej) 1, 2, 3



Geometria:

Zaproponowano 4 podejścia do modelowanie kulek paliwowych przy zachowaniu takiego samego upakowania.

1. Elementy równo rozmieszczone w siatce sześciennej (skrajne kulki są wycięte przez brzegi komórki paliwowej)

2a. Elementy równo rozmieszczone w siatce sześciennej (skrajne kulki nie przecinają się z żadną z powierzchni)

2b. To samo co 2A. Dodatkowo został zastosowany moduł URAN – losowa translacja uniwersu "w locie"

 Losowa wygenerowane pozycje kulek w geometrii dla populacji 100 kulek (ograniczenia związane z modelowaniem większych ilości komórek)



Wybrane wyniki – HC-1



Rysunek 3. Schemat załadunku konfiguracji HC-1

Geometria/	Multiplikator	
Biblioteka	Neutronów	Różnica [pcm]
Ek	speryment	
	1.0121(340)	
E	NDF VII.1	
2a	1.00932(6)	-272
2b	1.00910(12)	-294
3	1.00714(6)	-487
E	NDF VII.0	
2a	1.02077(7)	839
2b		
3	1.01871(6)	641
	JEFF3.2	
2a	1.01020(6)	-186
2b	1.00992(9)	-213
3	1.00821(6)	-381
3*	1.00879(6)	-324
1	1.00852(8)	-351

* alternatywne drugie ułożenie

wyniki zgodne w ramach niepewności standardowej



Wybrane wyniki – HC-2



Rysunek 4. Schemat załadunku konfiguracji HC-2

Geometria/	Multiplikator	
Biblioteka	Neutronów	Różnica [pcm]
Eksp	eryment	
	1.0086(310)	
ENI	DF VII.1	
2a	1.00595(10)	-261
2b	1.00572(9)	-284
3	1.00289(5)	-564
ENI	DF VII.0	
2a	1.01532(6)	656
2b	1.01525(5)	649
3	1.01247(5)	379
JE	FF3.2	
2a	1.00682(6)	-175
2b	1.00656(6)	-201
3	1.00377(5)	-477
3*	1.00413(8)	-441
1	1.00405(9)	-449
* alternatywne	drugie ułożenie	
wyniki zgodne ^v	w ramach niepewnoś	ci standardowej



Rysunek 5. k-eff otrzymane przy pomocy bibliotek wygenerowanych w programie makxsf

Rysunek 6. k-eff otrzymane przy pomocy bibliotek dostarczonych przez NEA Data Bank

W ramach konfiguracji HP porównaliśmy zależności reaktywności pomiędzy:

-wynikami otrzymanymi przez przekroje czynne dla temperatur dostarczonych bezpośrednio przez biblioteki -wygenerowanym za pomocą programu makxfs (dostarczanego wraz z oprogramowaniem MCNP). Można stwierdzić, że program makxsf korzystający z metody poszerzania pików dooplerowskich nie zawsze daje dobre wyniki. Wyniki porównawcze z eksperymentem dla temperatur 374,05 i 472,75 K pomimo mieszczenia się w granicy błedów odstępują od linni trędu jaką wyznacza eksperyment, ponadto porównując zależności dla standardowych bibliotek jądrowch 300, 400, 500, 600, 700 K. Jesteśmy w stanie stwierdzić że, tworzona linia trendu eksperymentu pokrywa się z linią wyznaczoną przez biblioteki "standardowe" natomiast biblioteki wygenerowane przez program makxfs w wyżej wymienionych punktach obarczone są błędem systematycznym.





Dziękuję za uwagę