

## МОДЕЛЮВАННЯ РОЗПОДІЛУ ПАЛИВА У ВНУТРІШНІЙ ШВИДКІЙ ЗОНІ ДВОЗОННОГО ПІДКРИТИЧНОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Представлено дослідження, направлені на оптимізацію паливного складу двозонного підкритичного ядерного реактора. У рамках даної роботи було виконано моделювання внутрішньої швидкої зони двозонного підкритичного реактора з гомогенним паливом у співвідношенні геометричних, матеріальних та економічних параметрів розглянутої системи. Продемонстровано можливість розділення внутрішньої зони підкритичних систем на підзони із різним складом палива. На основі представлених результатів може бути знайдено оптимальне співвідношення для об'ємів внутрішньої та зовнішньої підзон залежно від призначення використання такої підкритичної системи.

*Ключові слова:* підкритичні системи, метод Монте-Карло, розрахунок реактора, Монте-Карло код Serpent, оптимізація.

### Вступ

Стабільне виробництво електроенергії є основою для економічного розвитку будь-якої країни. Але разом із цим потрібно використовувати такі джерела енергії, які будуть мінімально впливати на екологію навколишнього середовища. Розвинені країни на державному рівні заохочують впроваджувати програми з розвитку «безвуглецевих» (carbon-free) джерел енергії [1]. На даний момент виділяють «традиційні» та «нетрадиційні» «безвуглецеві» джерела енергії. До «традиційних» джерел відносяться гідроенергетика та атомна енергетика, до «нетрадиційних» альтернативних – енергія вітру, сонця, геотермальна енергія та інші види енергії. Усі вказані джерела енергії мають свої недоліки: обмежені ресурси для гідроенергетики; вартість та стабільність генерації для альтернативних джерел та прийняття суспільством атомної енергетики.

Для подальшого розвитку атомної енергетики та для умови прийняття її суспільством, потрібно вирішити дві основні проблеми: проблему безпеки і проблему радіоактивних відходів. Як показує практика, простим впровадженням додаткових активних та пасивних систем безпеки у проекти традиційних ядерних реакторів не вдається вирішити першу вищевказану проблему. На думку автора, тільки за допомогою інноваційних ядерних технологій ми зможемо надати суспільству достатню кількість аргументів для прийняття атомної енергетики. Такі інноваційні технології мають гарантувати безпечну роботу ядерного реактора за рахунок його фізичних властивостей та принципів експлуатації. Підкритичні ядерні реактори, що керуються зовнішніми джерелами нейтронів (в іноземній літературі Accelerator Driven System (ADS)) повністю задовольняють

вимогам до безпеки для інноваційних систем [2 - 4]. Підкритичний реактор працює у з'єднанні із зовнішнім джерелом нейтронів, що контролює стабільну роботу підкритичної збірки (рис. 1). У разі аварійної ситуації, викликаній зміною реактивності, просте відключення зовнішнього джерела нейтронів призведе до безпечного відключення реактора. Для більшої надійності проект підкритичного реактора може включати декілька додаткових простих активних та пасивних систем безпеки. Також підкритичну систему необхідно забезпечити надійною системою безпеки для зняття залишкових тепловиділень при аваріях із відмовою систем відводу тепла.

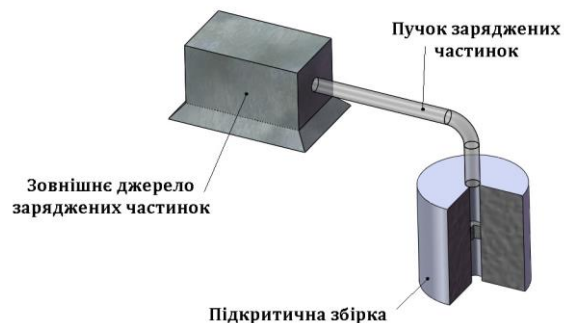


Рис. 1. Спрощена схема підкритичного реактора, керованого зовнішнім джерелом нейтронів.

Ще однією перевагою підкритичних систем є те, що такі системи можуть бути використані в якості ефективних «спалювачів» радіоактивних відходів, що накопичилися в результаті роботи традиційних легководяних ядерних реакторів. Теоретична можливість трансмутації радіоактивних відходів у підкритичних системах була показана великою кількістю досліджень в останні роки [5 - 7]. На даний момент у світі працює тільки

декілька малопотужних підкритичних систем, серед них YALINA у Білорусі [8]. Також можна виділити перспективний європейський проект потужної підкритичної системи MYRRHA в Бельгії, яку планують побудувати та ввести в експлуатацію з 2020 р. [9, 10]. На сьогодні по всьому світі існує велика кількість різноманітних проектів підкритичних реакторів, що відрізняються за типом зовнішнього джерела нейтронів, конфігурації мішені, паливної композиції, охолоджувача і рівня потужності [11, 12]. Багато науково-дослідних груп вивчають можливість застосування трансмутації радіоактивних відходів у запропонованих проектах підкритичних реакторів [13, 14]. Також слід відзначити, що в Харкові побудована підкритична система, що керується прискорювачом електронів [15]. Початок роботи харківського підкритичного реактора запланований на початок 2018 р.

Економічна оцінка впровадження підкритичних систем в існуючі ядерні паливні цикли є іншою важливою складовою розробки проекту майбутніх підкритичних ядерних реакторів [16, 17]. Економічний аналіз підкритичної системи вже на етапі моделювання може привести до покращення конкурентоздатності проекту в майбутньому.

### Мета дослідження

Метою цього дослідження було:

по-перше, дослідити вплив зміни співвідношення об'ємів двох підзон (А та Б) на 1) кількість нейтронів у внутрішній підзоні на один нейтрон джерела, 2) кількість нейтронів у зовнішній підзоні на один нейтрон джерела, 3) кількість нейтронів у всьому реакторі на один нейтрон джерела, 4) вартість палива в системі;

по-друге, спробувати визначити оптимальне співвідношення об'ємів двох підзон (А та Б) для швидкої зони двозонного підкритичного реактора у відношенні величини кількості нейтронів на один нейтрон джерела;

по-третє, знайти можливе оптимальне співвідношення об'ємів двох підзон у відношенні вартості палива і, як наслідок, вартості всієї швидкої зони підкритичного реактора. Економічні розрахунки були основані тільки на оцінці вартості діоксиду урану для різних збагачень по  $^{235}\text{U}$ .

### Схема моделювання та методи розрахунку

Особливою відмінністю більшості представлених проектів підкритичних систем є те, що вони використовують підкритичні реактори зі швидким спектром нейтронів, плюс зовнішнє джерело нейтронів, засноване на прискорювачах

протонів та реакції «spallation» [18]. З одного боку, це створює умови для високих потоків нейтронів, але з іншого – суттєво збільшує вартість всієї підкритичної системи за рахунок використання дорогого прискорювача протонів.

Відносно вибору зовнішнього джерела нейтронів варто зазначити, що на даний момент існує чотири основних типи таких джерел нейтронів для підкритичних систем:

1) прискорювачі протонів (циклотрони і лінійні прискорювачі), що використовують реакцію «spallation» для отримання потоку нейтронів у мішені [19];

2) прискорювачі електронів, що використовують фотоядерні реакції для створення потоку нейтронів [20];

3) високоінтенсивні нейтронні генератори та установки плазмового фокусу (plasma focus (PF) device), що використовують дейтерій-тритієву (D-T) реакцію [21 - 23];

4) джерела нейтронів, що засновані на реакції синтезу легких ядер [24].

Щодо перших двох типів джерел, то як зазначено вище, вони є дуже дорогими. Четвертий тип, на даний момент, знаходиться на початковій стадії дослідження і не готовий до використання. Високоінтенсивні нейтронні генератори та установки плазмового фокусу є гарним вибором для створення недорогої експериментальної підкритичної системи, що може бути використана для відпрацювання технології трансмутації ядерних відходів у підкритичних реакторах. Варто зазначити, що використання високоінтенсивних нейтронних генераторів та установок плазмового фокусу дозволить створити відносно недорогу підкритичну систему, прийнятну для бюджетів таких країн, як Україна.

Результати представлених статей із дослідження нейтронно-фізичних характеристик двозонного підкритичного реактора, керованого потужним нейтронним генератором з 14 MeV нейтронами, можуть бути застосовані також для промислових підкритичних реакторів із нейтронами, отриманими в реакції «spallation». В обох випадках основна (внутрішня) частина підкритичного реактора буде працювати у швидкому спектрі нейтронів.

Іншою властивістю підкритичних систем, що розглядаються у представленій статті, є те, що підкритичний реактор розділений на дві окремі зони: перша (внутрішня зона) із швидким спектром нейтронів; друга (зовнішня зона) із тепловим спектром нейтронів. Ця властивість пояснюється двома факторами:

згідно з теорією, двозонні підкритичні системи можуть мати більший коефіцієнт посилення

нейтронів зовнішнього джерела, ніж однозонні підкритичні системи [25];

у запропонованому варіанті підкритичної системи із швидким та тепловим нейтронними спектрами буде можливо проводити дослідження з ефективною трансмутацією для двох основних груп радіоактивних відходів: мінорних актинідів та довгоживучих продуктів розпаду [26, 27].

У даній статті автор досліджує нейтронно-фізичні властивості саме внутрішньої зони представленого двозонного підкритичного реактора. Ця внутрішня зона із швидким спектром нейтронів була розділена на дві окремі підзони (підзона А та підзона Б) із різним збагаченням.

#### Метод Монте-Карло та Serpent код

Критичні та підкритичні реакторні системи можуть бути досліджені за допомогою нейтронно-фізичного моделювання. В основному нейтронно-фізичне моделювання ґрунтується на двох типах методів – детерміністичних і стохастичних (наприклад, метод Монте-Карло) [28]. У детерміністичних методах рівняння переносу нейтронів вирішується з використанням різних підходів та наближень (наприклад, метод дискретних ординат чи характеристичний метод) [29, 30]. У минулому детерміністичні методи були широко розповсюджені для числових досліджень реакторних систем. Методи Монте-Карло відрізняються тим, що вони безпосередньо не вирішують рівняння переносу нейтронів, а базуються на ймовірностях багатьох подій, що моделюються для мільйонів частинок у заданій геометрії та для заданого матеріального складу. Методи Монте-Карло дуже добре підходять для моделювання реакторних систем із складною структурою та геометрією [31]. Із розвитком комп'ютерних технологій методи Монте-Карло стають все більш популярними. Найбільш відомий Монте-Карло код для розрахунку реакторних систем – це MCNP [32], що був розроблений у Національній лабораторії в Лос-Аламосі (США).

В останній час з'явилась велика кількість інших Монте-Карло кодів і серед них код Serpent [33]. Serpent розробляється у Фінляндії (VTT Technical Research Centre) з 2004 р. На даний момент перша версія програмного продукту доступна через NEA Data Base, а друга версія коду розповсюджується серед користувачів. Важливою властивістю коду Serpent є те, що він дозволяє проводити реакторні моделювання із зовнішнім джерелом нейтронів, що дуже корисно для досліджень підкритичних систем. Крім того, цей код містить модуль вигорання, що дає змогу проводити дослідження по трансмутації радіоактивних відходів.

#### Схема моделювання

Попередні дослідження, виконані в Інституті ядерних досліджень НАН України (Київ), включали розробку принципової схеми двозонної підкритичної системи та дослідження деяких нейтронно-фізичних характеристик такої системи [34 - 38]. Розроблена модель реактора мала два регіони з різними спектрами нейтронів. У цій моделі заряджені частинки (дейтрони) рухаються від прискорювача по центральній трубці та попадають на титанову мішень, насичену тритієм (рис. 2). У результаті D-T реакції ми отримуємо потік швидких нейтронів з енергією 14 MeV. Титанова мішень розміщена на мідній підкладці, що охолоджується водою. У представленому випадку водне охолодження було задано нижньою невеликою частиною мідної підкладки за допомогою гомогенної суміші міді та легкої води. Попередні дослідження не виявили значного впливу цієї нижньої невеликої частини мідної підкладки на нейтронно-фізичні характеристики системи [34 - 38]. На етапі подальшого проектування конструкції підкритичної системи, що буде керуватись потужним нейтронним генератором, можна буде розглянути альтернативні варіанти охолодження мідної підкладки. Внутрішня зона оточує центральну трубку і знаходиться в баку з нержавіючої сталі.

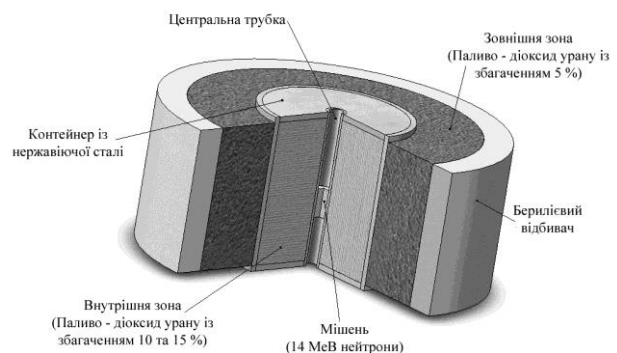


Рис. 2. Спрощена схема двозонної підкритичної установки.

У даній статті було промодельовано тільки внутрішню зону представленого на рис. 2 реактора, що була розбита на дві підзони А та Б. Внутрішня підзона А складалась із діоксиду урану із рівнем збагачення 10 та 15 % по  $^{235}\text{U}$ . Зовнішня підзона Б, що оточує внутрішню підзону, також складалась із діоксиду урану із збагаченням 5 % по  $^{235}\text{U}$ . Необхідно звернути увагу, що й у внутрішній і зовнішній підзонах зберігався швидкий спектр нейтронів. Такий підхід був використаний з метою дослідження оптимізації швидкої зони двозонного підкритичного реактора при поділі швидкої зони на підзони з різним збагаченням.

Теплоносій при моделюванні не враховувався. У моделі двозонної підкритичної системи, що досліджується в Інституті проблем безпеки АЕС НАН України, у внутрішній (швидкій) зоні планується використовувати гелієвий теплоносій. Деякі дослідження впливу вибору такого теплоносія представлено в [39].

Моделювання задовольняло таким умовам:

рівень збагачення внутрішньої та зовнішньої підзон по  $^{235}\text{U}$  було вибрано на основі попередніх досліджень [39, 40];

температура палива 900 К;

діаметр мішені 5 см. Це типові значення діаметра мішені для високоінтенсивних нейтронних генераторів;

товщина стінки контейнера із нержавіючої сталі 1 см і товщина берилієвого відбивача 5 см. Ці параметри також були вибрані на основі попередніх досліджень. Зазвичай берилієві відбивачі не використовуються для реакторів на швидких нейтронах [15, 20]. Такі відбивачі ефективні для реакторів на проміжних нейтронах. У даній статті, для моделювання автором було використано розроблену нейтронно-фізичну модель із попередніх досліджень, і тому, для спрощення процедури підготовки нейтронно-фізичної моделі, було прийнято рішення залишити відбивач із берилію і для даного випадку з двома підзонами внутрішньої «швидкої» зони двозонного підкритичного реактора;

відношення діаметра до висоти усієї підкритичної системи рівне одиниці. Відношення  $H/D = 1,0$  було використано за наступною інформацією: а) у підручнику [41] у підрозділі De-

sign of Advanced Reactors на с. 240 зазначено, що "... відношення висоти активної зони до діаметра має бути близьким до одиниці для зменшення витоку нейтронів..."; б) у статті [42] зазначено, що оптимальне співвідношення  $H/D$  для підкритичних систем знаходиться в діапазоні від 0,74 до 1,12. Співвідношення  $H/D = 1,0$  було витримане для всіх представлених розрахунків;

в усіх розрахунках в якості джерела нейтронів було промодельоване точкове ізотропне джерело з енергією нейтронів 14 MeV;

ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів для всіх розрахунків був  $0,97 \pm 0,0005$  [2].

Усі розрахунки в даній статті було виконано в два етапи: 1) підбір геометричних параметрів розглянутої системи для випадку  $k_{\text{eff}} = 0,97$  за допомогою розрахунку критичності системи. При цьому було використано Serpent картку *set pop 5000 1000 100*, яка моделює 1000 циклів нейтронів по 5000 нейтронів у кожному і при цьому 100 перших найбільш нестійких циклів не враховуються в кінцевому результаті; 2) розрахунок нейтронно-фізичних характеристик підкритичної системи за допомогою модуля «зовнішнє джерело нейтронів». При цьому було використано Serpent картку *set nps 50000 500*, яка моделює 50000 нейтронів джерела, розділених на 500 партій. Усі обчислення були виконані на розрахунковому ПК із процесором Intel(R) Core(TM) i5-6600K CPU 3.5 ГГц з можливістю розпаралелювання на 4 процесори і оперативною пам'яттю 32 ГБ. Усі розрахунки було виконано за допомогою коду Serpent версії 2.1.26, при цьому використовувалась бібліотека оцінених ядерних даних ENDF/B-VII.

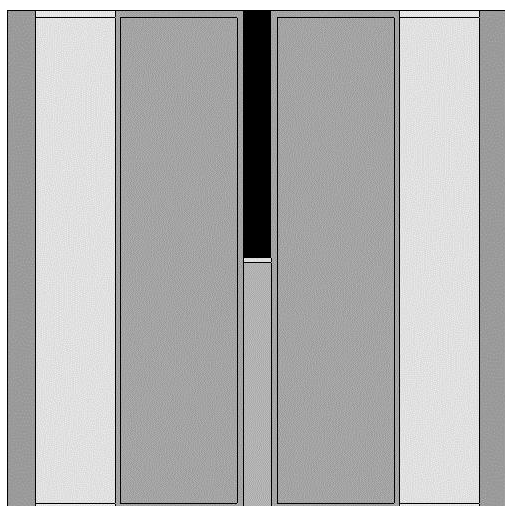


Рис. 3. Геометрія повздовжнього перерізу представленої підкритичної системи для Serpent розрахунку.

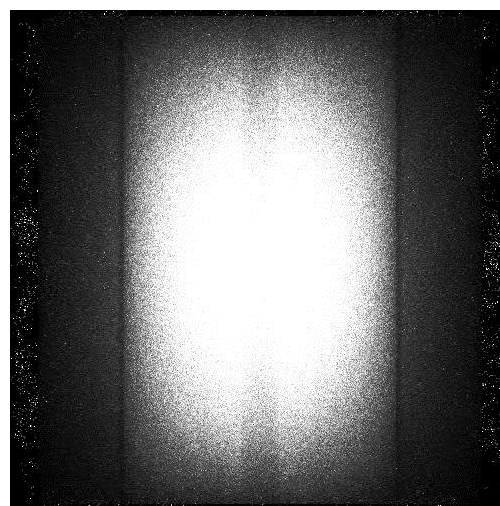


Рис. 4. Візуалізація різних типів взаємодії у підкритичній системі для Serpent розрахунку.

У даній статті було виконано моделювання двох типів підкритичних систем. Система I. У цій системі, збагачення палива внутрішньої підзони А було 15 % по  $^{235}\text{U}$ . Збагачення палива

зовнішньої підзони Б було 5 % по  $^{235}\text{U}$ . Радіус внутрішньої підзони А змінювався в діапазоні від 19,5 до 30,5 см. Система II. У цій системі, збагачення палива внутрішньої підзони А було

10 % по  $^{235}\text{U}$ . Збагачення палива зовнішньої підзони Б було 5 % по  $^{235}\text{U}$ . Радіус внутрішньої підзони А змінювався в діапазоні від 34,5 до 50,5 см. Для випадків обох розглянутих систем радіус зовнішньої підзони Б підбирався таким чином, щоб  $k_{\text{эф}} = 0,97$  та задовольнялась вимога, що відношення діаметра до висоти всієї підкритичної системи рівне одиниці. Типову геометрію системи та візуалізацію різних типів взаємодії в підкритичній системі, що видає Serpent розрахунків, представлено на рис. 3 та 4.

**Результати Serpent моделювання**

Основні отримані результати для Системи I представлено в табл. 1 і на рис. 5 та 7. Основні отримані результати для Системи II представлено в табл. 2 і на рис. 6 та 8. Позначення в таблицях включають такі величини:  $R_{\text{вн}}$  – радіус внутрішньої підзони А (см);  $V_{\text{зовн}}/V_{\text{вн}}$  – відношення об’ємів зовнішньої та внутрішньої підзон;  $F_{\text{вн}}$  – середня кількість нейтронів у внутрішній підзоні А у відношенні на один нейтрон зовнішнього джерела;  $F_{\text{зовн}}$  – середня кількість у зовнішній підзоні Б у відношенні на один нейтрон зовніш-

нього джерела;  $F_{\text{сум}}$  – середня кількість у всій підкритичній системі у відношенні на один нейтрон зовнішнього джерела;  $C_{\text{вн}}$  – оцінена вартість палива у внутрішній підзоні А (млн євро);  $C_{\text{зовн}}$  – оцінена вартість палива у зовнішній підзоні Б (млн євро);  $C_{\text{сум}}$  – оцінена вартість палива у всій підкритичній системі (млн євро). Оцінка вартості палива проводилася на основі поточної спотової вартості діоксиду урану плюс вартість збагачення по  $^{235}\text{U}$ . Дані в останньому рядку таблиць (виділені жирним шрифтом) пораховані для випадку однозонної системи (є тільки підзона А, без підзони Б), в якій паливо відповідає паливу внутрішньої підзони А для двозонної системи. Середню кількість нейтронів на один нейтрон джерела у випадку підкритичного ядерного реактора із зовнішнім джерелом нейтронів зручно оцінювати як кількість нейтронів, що були отримані в результаті реакцій поділу ініційованих одним зовнішнім джерелом нейтронів. У даній статті за допомогою коду Serpent розраховувались середня кількість нейтронів у внутрішній і зовнішній підзонах та у всій системі у відношенні на один нейтрон зовнішнього джерела.

Таблиця 1. Нейтронно-фізичні та економічні характеристики для Системи I

| $R_{\text{вн}}$ , см | $V_{\text{зовн}}/V_{\text{вн}}$ | $F_{\text{вн}}$ | $F_{\text{зовн}}$ | $F_{\text{сум}}$ | $C_{\text{вн}}$ | $C_{\text{зовн}}$ | $C_{\text{сум}}$ |
|----------------------|---------------------------------|-----------------|-------------------|------------------|-----------------|-------------------|------------------|
| 19,5                 | 26,09                           | 28,56           | 56,16             | 84,72            | 9,62            | 77,35             | 86,97            |
| 20,5                 | 9,22                            | 31,93           | 47,79             | 79,72            | 6,92            | 19,69             | 26,61            |
| 21,5                 | 4,95                            | 35,35           | 39,46             | 74,81            | 6,14            | 9,38              | 15,52            |
| 22,5                 | 3,20                            | 38,09           | 32,92             | 71,01            | 5,96            | 5,88              | 11,84            |
| 23,5                 | 2,22                            | 40,58           | 27,13             | 67,71            | 5,98            | 4,09              | 10,07            |
| 24,5                 | 1,56                            | 42,78           | 21,93             | 64,71            | 6,08            | 2,93              | 9,01             |
| 25,5                 | 1,09                            | 44,77           | 17,23             | 62,00            | 6,23            | 2,10              | 8,33             |
| 26,5                 | 0,76                            | 46,55           | 13,11             | 59,66            | 6,45            | 1,51              | 7,96             |
| 27,5                 | 0,52                            | 47,99           | 9,59              | 57,58            | 6,72            | 1,07              | 7,79             |
| 28,5                 | 0,33                            | 49,32           | 6,54              | 55,86            | 7,04            | 0,72              | 7,76             |
| 29,5                 | 0,18                            | 50,40           | 3,75              | 54,15            | 7,38            | 0,41              | 7,79             |
| 30,5                 | 0,06                            | 51,41           | 1,28              | 52,69            | 7,75            | 0,14              | 7,89             |
| <b>31,5</b>          | -                               | <b>51,88</b>    | -                 | <b>51,88</b>     | <b>8,06</b>     | -                 | <b>8,06</b>      |

Таблиця 2. Нейтронно-фізичні та економічні характеристики для Системи II

| $R_{\text{вн}}$ , см | $V_{\text{зовн}}/V_{\text{вн}}$ | $F_{\text{вн}}$ | $F_{\text{зовн}}$ | $F_{\text{сум}}$ | $C_{\text{вн}}$ | $C_{\text{зовн}}$ | $C_{\text{сум}}$ |
|----------------------|---------------------------------|-----------------|-------------------|------------------|-----------------|-------------------|------------------|
| 34,5                 | 76,87                           | 49,37           | 37,82             | 87,19            | 60,74           | 2208,53           | 2269,27          |
| 35,5                 | 17,20                           | 50,20           | 36,64             | 86,84            | 32,07           | 260,95            | 293,02           |
| 36,5                 | 8,95                            | 51,61           | 34,47             | 86,08            | 25,83           | 109,41            | 135,24           |
| 37,5                 | 5,41                            | 53,17           | 31,69             | 84,86            | 22,54           | 57,68             | 80,22            |
| 38,5                 | 3,74                            | 55,06           | 28,62             | 83,68            | 21,01           | 37,16             | 58,17            |
| 39,5                 | 2,77                            | 56,63           | 25,86             | 82,49            | 20,28           | 26,58             | 46,86            |
| 40,5                 | 2,00                            | 58,68           | 22,49             | 81,17            | 19,53           | 18,43             | 37,96            |
| 41,5                 | 1,61                            | 59,73           | 20,31             | 80,04            | 19,64           | 14,94             | 34,58            |
| 42,5                 | 1,23                            | 61,64           | 17,15             | 78,79            | 19,54           | 11,35             | 30,89            |
| 43,5                 | 0,97                            | 62,88           | 14,92             | 77,80            | 19,75           | 9,11              | 28,86            |
| 44,5                 | 0,77                            | 64,35           | 12,44             | 76,79            | 20,03           | 7,25              | 27,28            |
| 45,5                 | 0,61                            | 65,31           | 10,49             | 75,80            | 20,45           | 5,87              | 26,32            |
| 46,5                 | 0,46                            | 66,49           | 8,37              | 74,86            | 20,85           | 4,56              | 25,41            |

| $R_{\text{вн}}, \text{ см}$ | $V_{\text{зовн}}/V_{\text{вн}}$ | $F_{\text{вн}}$ | $F_{\text{зовн}}$ | $F_{\text{сум}}$ | $C_{\text{вн}}$ | $C_{\text{зовн}}$ | $C_{\text{сум}}$ |
|-----------------------------|---------------------------------|-----------------|-------------------|------------------|-----------------|-------------------|------------------|
| 47,5                        | 0,35                            | 67,58           | 6,64              | 74,22            | 21,42           | 3,59              | 25,01            |
| 48,5                        | 0,26                            | 68,42           | 5,08              | 73,50            | 22,06           | 2,76              | 24,82            |
| 49,5                        | 0,18                            | 69,32           | 3,57              | 72,89            | 22,69           | 1,95              | 24,64            |
| 50,5                        | 0,11                            | 70,01           | 2,25              | 72,26            | 23,41           | 1,25              | 24,66            |
| <b>52,9</b>                 | -                               | <b>71,11</b>    | -                 | <b>71,11</b>     | <b>25,08</b>    | -                 | <b>25,08</b>     |

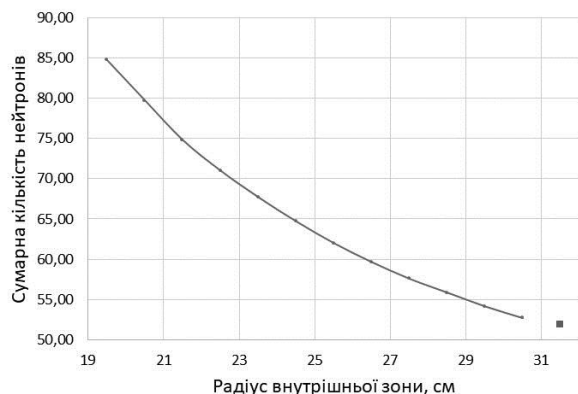


Рис. 5. Залежність сумарної кількості нейтронів на один нейтрон джерела у всій підкритичній системі від радіуса внутрішньої підзони А для Системи I.

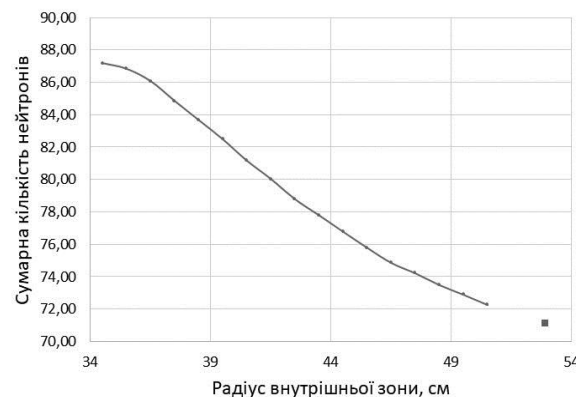


Рис. 6. Залежність сумарної кількості нейтронів на один нейтрон джерела у всій підкритичній системі від радіуса внутрішньої підзони А для Системи II.

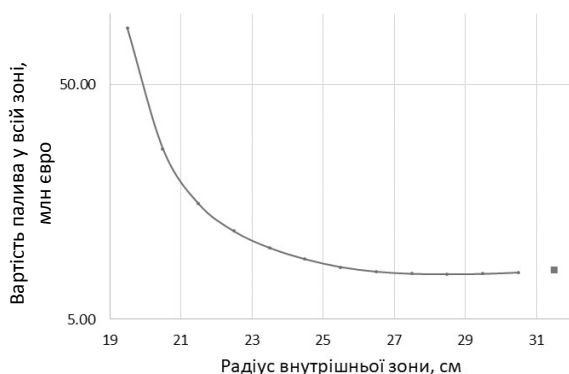


Рис. 7. Залежність вартості палива у всій підкритичній системі від радіуса внутрішньої підзони А для Системи I.

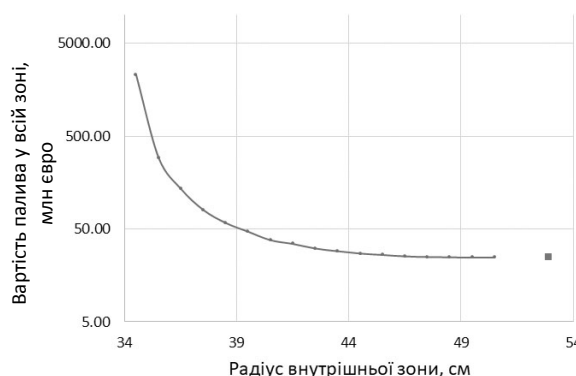


Рис. 8. Залежність вартості палива у всій підкритичній системі від радіуса внутрішньої підзони А для Системи II.

На рис. 5 - 8 окремим квадратним маркером показано величини для однозонних підкритичних систем, де склад палива збігається зі складом палива у внутрішній підзоні А відповідної двонононої системи. Вартість палива на рис. 7 та 8 представлено в логарифмічному масштабі. Незначне коливання графіків на рисунках можна пояснити суб'єктивним вибором відповідного значення коефіцієнта розмноження в рамках  $0,97 \pm 0,003$  для кожного розрахунку.

Як видно з таблиць та рисунків, підкритична система з більш збагаченим паливом у внутрішній підзоні А (15 %) має більш високу кількість нейтронів (приблизно на 25 % більше). Але це досягається за рахунок збільшення палива в системі і, як наслідок, суттєвого збільшення вартості підкритичного реактора (приблизно в 3 рази бі-

льше). Також представлені результати показують, що можна підібрати оптимальні геометричні та матеріальні характеристики внутрішньої швидкої зони підкритичної системи для конкретного складу палива у відношенні величини кількості нейтронів на один нейтрон зовнішнього джерела та вартості системи [43, 44].

## Висновки

Результати представленого оптимізаційного моделювання підтверджують теоретичні розрахунки, виконані Даніелем та Петровим [25], про те, що двонононі підкритичні системи можуть більш ефективно посилювати потік нейтронів, ніж однонононі системи, навіть у випадку несуттєвої відмінності у складі палива між внутрішньою та зовнішньою зонами (випадок Системи II).

Підкритична система з рівнем збагачення 15 % по  $^{235}\text{U}$  внутрішньої підзони А більш ефективна з точки зору нейтронно-фізичних характеристик, ніж система із рівнем збагачення внутрішньої підзони 10 % по  $^{235}\text{U}$ . Але це досягається за рахунок збільшення палива в системі і, як наслідок, суттєвого збільшення вартості підкритичного реактора (приблизно в 3 рази більше).

Представлені результати показали, що розділення по збагаченню палива для внутрішньої швидкої зони двозонного підкритичного реактора може досягти необхідних характеристик системи у відношенні величини потоку нейтронів та вартості всієї підкритичної системи. Які характеристики вважати більш сприятливими, залежить від цілей та можливостей при проектуванні та конструюванні двозонного підкритичного реактора. Такими цілями можуть бути: 1) максимальний потік нейтронів у підкритичному реакторі; 2) максимальний об'єм внутрішньої швидкої зони для збільшення місця під твели (мішені) з мінорними актинідами для трансмутаційних досліджень; 3) максимальний об'єм зовнішньої теплової зони для збільшення місця під твели (мішені) з довгоживучими продуктами поділу для транс-

мутаційних досліджень; 4) зменшення вартості палива в системі при незначному зменшенні потоку нейтронів тощо.

З точки зору нерозповсюдження ядерної зброї та рекомендацій МАГАТЕ відносно зменшення рівня збагачення по  $^{235}\text{U}$  для дослідницьких реакторів, підкритична система із рівнем збагачення 15 % по  $^{235}\text{U}$  для внутрішньої підзони А має більшу привабливість незважаючи на збільшення вартості системи. При цьому можна використовувати ще менш збагачений уран (5 % по  $^{235}\text{U}$ ) у зовнішній підзоні Б.

This research was carried out with the financial support of the IAEA, within the terms and conditions of the Research Contract 20638 in the framework of the Coordinated Research Project (CRP) "Accelerator Driven Systems (ADS) Applications and use of Low-Enriched Uranium in ADS (T33002)" within the project "The Two-Zone Subcritical Systems with Fast and Thermal Neutron Spectra for Transmutation of Minor Actinides and Long-Lived Fission Products". Автор висловлює вдячність Галині Данилюк за допомогу в підготовці цієї статті.

#### СПИСОК ВИКОРИСТАНОЇ ЛІТЕРАТУРИ

1. Management Plan 2015 Climate Action, [https://ec.europa.eu/info/publications/management-plan-2015-climate-action\\_en](https://ec.europa.eu/info/publications/management-plan-2015-climate-action_en) (accessed 13.12.17).
2. Accelerator Driven Systems: Energy Generation and Transmutation of Nuclear Waste. Status Report (Vienna, IAEA, 1997).
3. A European Roadmap for Developing Accelerator Driven Systems (ADS) for Nuclear Waste Incineration. The European Technical Working Group on ADS (2001).
4. M. Salvatores. Fuel cycle strategies for the sustainable development of nuclear energy: the role of accelerator driven systems. *Nucl. Instrum. Meth. A* 562 (2006) 578.
5. Implications of Partitioning and Transmutation in Radioactive Waste Management. Technical Reports Series No. 435, STI/DOC/010/435 (Vienna, IAEA 2004).
6. D.E. Beller et al. The U.S. accelerator transmutation of waste program. *Nucl. Instrum. Meth. A* 463 (2001) 468.
7. T. Sasa. Research activities for accelerator-driven transmutation system at JAERI. *Progress in Nuclear Energy* 47 (2005) 314.
8. C. Persson et al. Pulsed neutron source measurements in the subcritical ADS experiment YALINA-booster. *Annals of Nuclear Energy* 35 (2008) 2357.
9. J. Engelen et al. MYRRHA: Preliminary front-end engineering design. *International Journal of Hydrogen Energy* 40 (2015) 15137.
10. D. De Bruyn et al. The MYRRHA ADS Project in Belgium Enters the Front-End Engineering Phase. *Physics Procedia* 66 (2015) 75.
11. M.M. Abu-Khader. Recent advances in nuclear power: A review. *Progress in Nuclear Energy* 51 (2009) 225.
12. W. Maschek et al. Report on intermediate results of the IAEA CRP on 'Studies of advanced reactor technology options for effective incineration of radioactive waste'. *Energy Conversion and Management* 49 (2008) 1810.
13. Z. Chen et al. Nuclear waste transmutation performance assessment of an accelerator driven subcritical reactor for waste transmutation (ADS-NWT). *Annals of Nuclear Energy* 75 (2015) 723.
14. A. Stanculescu. Accelerator Driven Systems (ADSs) for nuclear transmutation. *Annals of Nuclear Energy* 62 (2013) 607.
15. Z. Zhong, Y. Gohar, A. Talamo. Analysis of fuel management in the KIPT neutron source facility. *Annals of Nuclear Energy* 38 (2011) 1014.
16. K. Matsui, H. Ujita, M. Tashimo. Role of Nuclear Energy in Environment, Economy and Energy Issues of the 21st century Green House Gas Emission Constraint Effects. *Progress in Nuclear Energy* 50 (2008) 97.
17. S.J. Steer et al. Minimizing the economic cost and risk to accelerator-driven subcritical reactor technology: The case of designing for flexibility: Part 1. *Nuclear Engineering and Design* 243 (2012) 135.
18. H.A. Abderrahim, P. D'hondt. MYRRHA: A European Experimental ADS for R&D Applications Sta-

- tus at Mid-2005 and Prospective towards Implementation. *Journal of Nuclear Science and Technology* 44 (2007) 491.
19. Y. Jongen et al. High-intensity cyclotrons for radioisotope production and accelerator driven systems. *Nuclear Physics A* 701 (2002) 100.
  20. Y. Gohar et al. Accelerator-driven subcritical facility: Conceptual design development. *Nucl. Instrum. Meth. A* 562 (2006) 870.
  21. J.M. Verbeke, K.N. Leung, J. Vujic. Development of a sealed-accelerator-tube neutron generator. *Appl. Rad. Isot.* 53 (2000) 801.
  22. D.V. Markovskij et al. Experimental activation study of some Russian vanadium alloys with 14-MeV neutrons at SNEG-13 facility. *Fusion Engineering and Design* 58-59 (2001) 591.
  23. M.J. Sadowski, M. Scholz. Comments on status of plasma focus research. In: Proc. of the Intern. Workshop on Dense Magnetized Plasmas (Poland, Warsaw, 25 - 26 Nov., 2003).
  24. W.M. Stacey. Capabilities of a DT tokamak fusion neutron source for driving a spent nuclear fuel transmutation reactor. *Nuclear Fusion* 41 (2001) 135.
  25. H. Daniel, Yu.V. Petrov. Subcritical fission reactor driven by the low power accelerator. *Nucl. Instrum. Meth. A* 373 (1996) 131.
  26. S. Taczanowski. Transmutations of nuclear waste in accelerator-driven subcritical systems. *Applied Energy* 75 (2003) 97.
  27. M. Salvatores. The physics of transmutation in critical or subcritical reactors. *Comptes Rendus Physique* 3 (2002) 999.
  28. J.C. Wagner et al. Review of Hybrid (Deterministic/Monte Carlo) Radiation Transport Methods, Codes, and Applications at Oak Ridge National Laboratory. *Progress in Nuclear Science and Technology* 2 (2011) 808.
  29. A. Vasiliev et al. Development of a CASMO-4/SIMULATE-3/MCNPX calculation scheme for PWR fast neutron fluence analysis and validation against RPV scraping test data. *Annals of Nuclear Energy* 34 (2011) 615.
  30. В.М. Павлович. *Фізика ядерних реакторів: навч. посіб.* (Чорнобиль: Ін-т проблем безпеки АЕС, 2009) 224 с.
  31. В.В. Гальченко, В.І. Гулік, І.І. Шлапак. Використання програмного продукту Serpent на основі методу Монте-Карло для розрахунку характеристик тепловідляючої збірки реактора ВВЕР-1000. *Ядерна фізика та енергетика* 17(3) (2016) 250.
  32. J. Briesmeister. MCNP-A General Monte Carlo Code N-Particle Transport Code Version 4A. LA-12625. 1993.
  33. J. Leppänen et al. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy* 82 (2015) 142.
  34. V.A. Babenko et al. Study of One-zone Subcritical Amplifier of Neutron Flux Involving Enriched Uranium. *Problems of Atomic Science and Technology* 6(45) (2005) 122.
  35. V.O. Babenko et al. Two-zone subcritical nuclear reactors. *Problems of Nuclear Power Plants and of Chernobyl* 6 (2006) 8.
  36. В.А. Бабенко, В.І. Гулик, В.Н. Павлович. Исследовательский подкритический реактор. *Ядерна фізика та енергетика* 1(23) (2008) 56.
  37. V.O. Babenko et al. About possibility of nuclear waste transmutation in subcritical system driven by high-intensity neutron generator. *Problems of Nuclear Power Plants and of Chernobyl* 16 (2011) 8.
  38. V.O. Babenko, V.I. Gulik, V.M. Pavlovych. The new research subcritical reactor driven by a high-intensity neutron generator for transmutation of the nuclear waste. In: Proc. of 3-rd Intern. Conf. "Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy" (Ukraine, Kyiv, 7 - 12 June, 2010). (Kyiv, 2011) 509.
  39. В.А. Бабенко, В.І. Гулик, В.Н. Павлович. Моделирование двухзонных электроядерных систем. *Ядерна фізика та енергетика* 13(3) (2012) 266.
  40. V.A. Babenko et al. On the subcritical amplifier of neutron flux based on enriched uranium. In: *Nuclear Science and Safety in Europe*. Ed. by Tomas Čechák, László Jenkovszky, Iurii Karpenko (Heidelberg: Springer, 2006) p. 253.
  41. Oka Yoshiaki (ed.). *Nuclear Reactor Design* (Springer, 2014) 327 p.
  42. Y. Kim et al. Optimization of height-to-diameter ratio for an accelerator-driven system. *Nuclear Science and Engineering* 143(2) (2003) 141.
  43. V. Gulik, A.H. Tkaczyk. Cost optimization of ADS design: Comparative study of externally driven heterogeneous and homogeneous two-zone subcritical reactor systems. *Nuclear Engineering and Design* 270 (2014) 133.
  44. V. Gulik, A.H. Tkaczyk. Optimization of geometry, material and economic parameters of a two-zone subcritical reactor for transmutation of nuclear waste with SERPENT Monte Carlo code. In: Proc. of Joint Intern. Conf. on Supercomputing in Nuclear Applications & Monte Carlo (SNA&MC2013) (France, Paris, 27 - 31 Oct., 2013).

В. И. Гулик\*

*Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, Киев, Украина*

\*Ответственный автор: volodymyr\_gulik@ukr.net

#### МОДЕЛИРОВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ТОПЛИВА ВО ВНУТРЕННЕЙ БЫСТРОЙ ЗОНЕ ДВУХЗОННОГО ПОДКРИТИЧЕСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Представлены исследования направленные на оптимизацию топливного состава двухзонного подкритического ядерного реактора. В рамках данной работы были выполнены моделирования внутренней быстрой зоны двухзонного подкритического реактора с гомогенным топливом в отношении геометрических, материальных и



економічних параметрів розглянутої системи. Продемонстрована можливість розділення внутрішньої зони підкритических систем на підзони з різним складом палива. На основі представлених результатів може бути знайдено оптимальне співвідношення для об'ємів внутрішньої і зовнішньої підзон в залежності від призначення використання такої підкритическої системи.

*Ключевые слова:* підкритическі системи, метод Монте-Карло, розрахунок реактора, Монте-Карло код Serpent, оптимізація.

V. I. Gulik\*

*Institute for Safety Problems of NPP, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine*

\*Corresponding author: volodymyr\_gulik@ukr.net

### SIMULATION OF FUEL DISTRIBUTION IN THE INNER FAST ZONE FOR TWO-ZONE SUBCRITICAL REACTOR

Investigations aimed for the optimization of fuel compositions for two-zone subcritical reactor is considered. The study of inner fast zone for two-zone subcritical reactor with homogeneous fuel concerning the geometrical, material and economical characteristics was carried out within the scope of this paper. The possibility of dividing of the inner zone into subzones with different fuel for two-zone subcritical systems was shown. It is possible to find the optimal ratio for volume of outer subzone to volume of inner subzone depending on the purpose of using such a subcritical systems.

*Keywords:* subcritical systems, Monte Carlo method, reactor calculation, Monte Carlo code Serpent, optimization.

#### REFERENCES

1. Management Plan 2015 Climate Action, [https://ec.europa.eu/info/publications/management-plan-2015-climate-action\\_en](https://ec.europa.eu/info/publications/management-plan-2015-climate-action_en) (accessed 13.12.17).
2. Accelerator Driven Systems: Energy Generation and Transmutation of Nuclear Waste. Status Report (Vienna, IAEA, 1997).
3. A European Roadmap for Developing Accelerator Driven Systems (ADS) for Nuclear Waste Incineration. The European Technical Working Group on ADS (2001).
4. M. Salvatores. Fuel cycle strategies for the sustainable development of nuclear energy: the role of accelerator driven systems. *Nucl. Instrum. Meth. A* 562 (2006) 578.
5. Implications of Partitioning and Transmutation in Radioactive Waste Management. Technical Reports Series No. 435, STI/DOC/010/435 (Vienna, IAEA 2004).
6. D.E. Beller et al. The U.S. accelerator transmutation of waste program. *Nucl. Instrum. Meth. A* 463 (2001) 468.
7. T. Sasa. Research activities for accelerator-driven transmutation system at JAERI. *Progress in Nuclear Energy* 47 (2005) 314.
8. C. Persson et al. Pulsed neutron source measurements in the subcritical ADS experiment YALINA-booster. *Annals of Nuclear Energy* 35 (2008) 2357.
9. J. Engelen et al. MYRRHA: Preliminary front-end engineering design. *International Journal of Hydrogen Energy* 40 (2015) 15137.
10. D. De Bruyn et al. The MYRRHA ADS Project in Belgium Enters the Front-End Engineering Phase. *Physics Procedia* 66 (2015) 75.
11. M.M. Abu-Khader. Recent advances in nuclear power: A review. *Progress in Nuclear Energy* 51 (2009) 225.
12. W. Maschek et al. Report on intermediate results of the IAEA CRP on 'Studies of advanced reactor technology options for effective incineration of radioactive waste'. *Energy Conversion and Management* 49 (2008) 1810.
13. Z. Chen et al. Nuclear waste transmutation performance assessment of an accelerator driven subcritical reactor for waste transmutation (ADS-NWT). *Annals of Nuclear Energy* 75 (2015) 723.
14. A. Stanculescu. Accelerator Driven Systems (ADSs) for nuclear transmutation. *Annals of Nuclear Energy* 62 (2013) 607.
15. Z. Zhong, Y. Gohar, A. Talamo. Analysis of fuel management in the KIPT neutron source facility. *Annals of Nuclear Energy* 38 (2011) 1014.
16. K. Matsui, H. Ujita, M. Tashimo. Role of Nuclear Energy in Environment, Economy and Energy Issues of the 21st century Green House Gas Emission Constraint Effects. *Progress in Nuclear Energy* 50 (2008) 97.
17. S.J. Steer et al. Minimizing the economic cost and risk to accelerator-driven subcritical reactor technology: The case of designing for flexibility: Part 1. *Nuclear Engineering and Design* 243 (2012) 135.
18. H.A. Abderrahim, P. D'hondt. MYRRHA: A European Experimental ADS for R&D Applications Status at Mid-2005 and Prospective towards Implementation. *Journal of Nuclear Science and Technology* 44 (2007) 491.
19. Y. Jongen et al. High-intensity cyclotrons for radioisotope production and accelerator driven systems. *Nuclear Physics A* 701 (2002) 100.
20. Y. Gohar et al. Accelerator-driven subcritical facility: Conceptual design development. *Nucl. Instrum. Meth. A* 562 (2006) 870.
21. J.M. Verbeke, K.N. Leung, J. Vujic. Development of a sealed-accelerator-tube neutron generator. *Appl. Rad. Isot.* 53 (2000) 801.

22. D.V. Markovskij et al. Experimental activation study of some Russian vanadium alloys with 14-MeV neutrons at SNEG-13 facility. *Fusion Engineering and Design* 58-59 (2001) 591.
23. M.J. Sadowski, M. Scholz. Comments on status of plasma focus research. In: Proc. of the Intern. Workshop on Dense Magnetized Plasmas (Poland, Warsaw, 25 - 26 Nov., 2003).
24. W.M. Stacey. Capabilities of a DT tokamak fusion neutron source for driving a spent nuclear fuel transmutation reactor. *Nuclear Fusion* 41 (2001) 135.
25. H. Daniel, Yu.V. Petrov. Subcritical fission reactor driven by the low power accelerator. *Nucl. Instrum. Meth. A* 373 (1996) 131.
26. S. Taczanowski. Transmutations of nuclear waste in accelerator-driven subcritical systems. *Applied Energy* 75 (2003) 97.
27. M. Salvatores. The physics of transmutation in critical or subcritical reactors. *Comptes Rendus Physique* 3 (2002) 999.
28. J.C. Wagner et al. Review of Hybrid (Deterministic/Monte Carlo) Radiation Transport Methods, Codes, and Applications at Oak Ridge National Laboratory. *Progress in Nuclear Science and Technology* 2 (2011) 808.
29. A. Vasiliev et al. Development of a CASMO-4/SIMULATE-3/MCNPX calculation scheme for PWR fast neutron fluence analysis and validation against RPV scraping test data. *Annals of Nuclear Energy* 34 (2011) 615.
30. V.M. Pavlovych. *Physics of nuclear reactors (Chornobyl: Institute for Safety of NPPs, 2009) 224 p.* (Ukr)
31. V.V. Galchenko, V.I. Gulik, I.I. Shlapak. Using of the Serpent code based on the Monte-Carlo method for calculation of the VVER-1000 fuel assembly characteristics. *Yaderna Fizyka ta Energetyka (Nucl. Phys. At. Energy)* 17(3) (2016) 250. (Ukr)
32. J. Briesmeister. *MCNP-A General Monte Carlo Code N-Particle Transport Code Version 4A. LA-12625. 1993.*
33. J. Leppänen et al. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy* 82 (2015) 142.
34. V.A. Babenko et al. Study of One-zone Subcritical Amplifier of Neutron Flux Involving Enriched Uranium. *Problems of Atomic Science and Technology* 6(45) (2005) 122.
35. V.O. Babenko et al. Two-zone subcritical nuclear reactors. *Problems of Nuclear Power Plants and of Chornobyl* 6 (2006) 8.
36. V.O. Babenko, V.I. Gulik, V.M. Pavlovych. The research subcritical reactor. *Yaderna Fizyka ta Energetyka (Nucl. Phys. At. Energy)* 9(1) (2008) 56. (Rus)
37. V.O. Babenko et al. About possibility of nuclear waste transmutation in subcritical system driven by high-intensity neutron generator. *Problems of Nuclear Power Plants and of Chornobyl* 16 (2011) 8.
38. V.O. Babenko, V.I. Gulik, V.M. Pavlovych. The new research subcritical reactor driven by a high-intensity neutron generator for transmutation of the nuclear waste. In: *Proc. of 3-rd Intern. Conf. "Current Problems in Nuclear Physics and Atomic Energy"* (Ukraine, Kyiv, 7 - 12 June, 2010). (Kyiv, 2011) 509.
39. V.O. Babenko, V.I. Gulik, V.M. Pavlovych. Modeling of two-zone accelerator-driven systems. *Yaderna Fizyka ta Energetyka (Nucl. Phys. At. Energy)* 13(3) (2012) 266. (Rus)
40. V.A. Babenko et al. On the subcritical amplifier of neutron flux based on enriched uranium. In: *Nuclear Science and Safety in Europe*. Ed. by Tomas Čechák, László Jenkovszky, Iurii Karpenko (Heidelberg: Springer, 2006) p. 253.
41. Oka Yoshiaki. *Nuclear Reactor Design* (Springer, 2014) 327 p.
42. Y. Kim et al. Optimization of height-to-diameter ratio for an accelerator-driven system. *Nuclear Science and Engineering* 143(2) (2003) 141.
43. V. Gulik, A.H. Tkaczyk. Cost optimization of ADS design: Comparative study of externally driven heterogeneous and homogeneous two-zone subcritical reactor systems. *Nuclear Engineering and Design* 270 (2014) 133.
44. V. Gulik, A.H. Tkaczyk. Optimization of geometry, material and economic parameters of a two-zone subcritical reactor for transmutation of nuclear waste with SERPENT Monte Carlo code. In: *Proc. of Joint Intern. Conf. on Supercomputing in Nuclear Applications & Monte Carlo (SNA&MC2013)* (France, Paris, 27 - 31 Oct., 2013).

Надійшла 15.09.2017

Received 15.09.2017