

**НАЦІОНАЛЬНА АКАДЕМІЯ НАУК УКРАЇНИ
НАЦІОНАЛЬНИЙ НАУКОВИЙ ЦЕНТР
«ХАРКІВСЬКИЙ ФІЗИКО-ТЕХНІЧНИЙ ІНСТИТУТ»**

Черніцький Сергій Віцентійович

УДК 621.039.55:004.42.5.514

**КІНЕТИКА НЕЙТРОНІВ ПІДКРИТИЧНОГО ШВИДКОГО
ГІБРИДНОГО РЕАКТОРА ТА ТЕРМОЯДЕРНОГО ДЖЕРЕЛА
НЕЙТРОНІВ НА ОСНОВІ КОМБІНАЦІЇ СТЕЛАРАТОРА ТА
ВІДКРИТОЇ ПАСТКИ**

Спеціальність 01.04.21 – радіаційна фізика та ядерна безпека

АВТОРЕФЕРАТ

дисертації на здобуття наукового ступеня
кандидата фізико-математичних наук

Харків-2019

Дисертацією є рукопис

Робота виконана в Національному науковому центрі «Харківський фізико-технічний інститут» (ННЦ ХФТІ) Національної академії науки України.

Науковий керівник: кандидат фізико-математичних наук, старший науковий співробітник **Моїсеєнко Володимир Євгенович**, Інститут фізики плазми Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут» НАН України, начальник відділу стелараторів

Офіційні опоненти: доктор фізико-математичних наук, професор, **Лазурик Валентин Темофійович**, Харківський національний університет ім. В.Н. Каразіна, декан факультету комп'ютерних наук.

доктор технічних наук, кандидат фізико-математичних наук, с.н.с., **Литвиненко Володимир Вікторович**, Інститут електрофізики і радіаційних технологій НАН України, заступник директора, керівник відділу Фізики взаємодії випромінювання з речовиною.

Захист дисертації відбудеться « ___ » _____ 2019 року о 14 годині на засіданні Спеціалізованої вченої ради Д64.845.01 у Національному науковому центрі «Харківський фізико-технічний інститут» НАН України за адресою: 61108, м. Харків, вул. Академічна, 1, конференц-зал.

З дисертацією можна ознайомитися у науковій бібліотеці Національного наукового центру «Харківський фізико-технічний інститут» НАН України за адресою: 61108, м. Харків, вул. Академічна, 1.

Автореферат розісланий “ ___ ” _____ 2019 року

Вчений секретар спеціалізованої
вченої ради Д 64.845.01



Мануйленко О.В.

ЗАГАЛЬНА ХАРАКТЕРИСТИКА РОБОТИ

Актуальність теми. Використання органічного палива – нафти, вугілля і газу для потреб енергетики стикається з низкою проблем і обмежень. Легкодоступні запаси його швидко зменшуються. Доцільно зберегти вугілля, нафту та газ як цінну сировину для інших потреб.

Нетрадиційні або альтернативні джерела енергії (сонячна енергія, енергія вітру, геотермальна енергія і т.д.) вносять вклад в світову енергетику в розмірі декількох відсотків. Ці види енергії є низько-концентрованими і вимагають відчутних матеріальних витрат. Найбільш швидкими темпами зростає використання енергії вітру, на другому місці – геотермальні станції.

Також у світі ведуться роботи і з впровадження сонячних енергетичних установок. До недоліків виробництва сонячної енергії, як і вітрової, відноситься уривчастість виробництва. Частково проблеми з видобутку сонячної енергії вирішуються безпосереднім підключенням установок у єдину енергетичну систему. Також слід зазначити, що в короткостроковій і середньостроковій перспективі сонячна енергія не зможе внести помітний внесок у світове виробництво електроенергії.

Відносно ядерної енергетики треба відмітити, що вона, як в найближчі десятиліття, так і в доступному для огляду майбутньому, буде вносити значний вклад у забезпеченні енергією потреб людства. Але з використанням ядерної енергетики виникає ряд проблем. Однією з цих проблем є поводження з відпрацьованим ядерним паливом. Аналіз літературних джерел показує, що в світі немає єдиної стратегії щодо поводження з відпрацьованим ядерним паливом. Тому одне із основних завдань наукових досліджень у цій галузі є розробка технологій щодо зменшення кількості довгоживучих актинідів і продуктів поділу, які знаходяться у відпрацьованому ядерному паливі та визначають його радіоактивність.

Таким чином, актуальною є задача з розробки методів і створення установок для утилізації довгоживучих малих актинідів і продуктів поділу у відпрацьованому ядерному паливі. У дисертації розглянуто одне з можливих рішень щодо поводження з відпрацьованим ядерним паливом і зменшення кількості довгоживучих малих актинідів. Цим рішенням виступає підкритичний ядерний реактор з плазмовим джерелом високоенергетичних нейтронів, паливо для якого зроблене із відпрацьованого ядерного палива теплових ядерних реакторів. Підкритичність ядерного бланкету (активної зони) реактора забезпечує безпечну експлуатацію установки.

Зв'язок роботи з науковими програмами, планами, темами. Дисертаційна робота виконана в Національному науковому центрі «Харківський фізико-технічний інститут» НАН України відповідно до планів науково-дослідних робіт:

1. Тема № X-5-3 (2013 – 2015) на виконання наукової роботи за проектом: «Розробка та впровадження нового методу діагностики плазми на основі багаточастотної надвисокочастотної рефлектометрії на установці Ураган-2М і утримання плазми в комбінованій магнітній конфігурації стелараторів з відкритою

- пасткою для моделювання нейтронного джерела підкритичної гібридної системи «ядерний поділ-синтез»», № д/р 0113U006380.
2. Тема № Х-2-210 (2011 – 2012) на виконання наукової роботи за проектом: «Розробка концептуального проекту трансмутаційного підкритичного швидкого ядерного реактора з термоядерним нейтронним джерелом на базі стеларатора і пропозицій щодо необхідних експериментальних досліджень».
 3. Тема № Х-4-3 (2016 – 2018) на виконання наукової роботи за проектом: «Генерування потужних потоків плазми для радіаційно-пучкового впливу на перспективні матеріали ядерної і термоядерної енергетики. Вдосконалення концепції ядерно-термоядерного гібриду на основі швидкого ядерного бланкету і комбінації стеларатора та пробкотрона», № д/р 0116U006132.
 4. Тема № ІІІ-3-16 (2016 – 2020) на виконання наукової роботи за проектом: «Дослідження високочастотного утворення та нагріву плазми, що утримується у тороїдальних магнітних пастках стелараторного типу та в комбінованій магнітній конфігурації «стеларатор-пробкотрон»», № д/р 0116U006160.
 5. Координаційно-дослідницький проект МАГАТЕ F1.30.15 (2012 – 2016): «Концептуальна розробка стаціонарного компактного термоядерного джерела нейтронів».
 6. Міжнародний проект «Спільні дослідження термоядерного джерела на швидких нейтронах», який включено до переліку проектів, що реалізуються в рамках Угоди про наукове співробітництво між Національною академією наук України і Польською академією наук на 2015-2017 роки, затвердженому Розпорядженням НАН України від 15.12.2014 р № 793.

У зазначених вище роботах дисертант виступав у якості виконавця.

Мета і задачі дослідження. Метою дисертаційної роботи є розробка, створення та дослідження фізичної моделі новітньої концепції ядерної частини підкритичного реактору та нейтронного джерела на базі недавно запропонованої плазмової системи стеларатор-пробкотрон¹ (комбінація стеларатора та відкритої пастки).

Для досягнення цієї мети необхідно вирішити наступні задачі:

- Провести фізичне обґрунтування вибору компактного реактора, який буде керуватись зовнішнім джерелом термоядерних нейтронів з енергією 14.1 МеВ.

¹ Noack K., Moiseenko V.E., Ågren O., Hagnestål A. Neutronic model of a mirror based fusion-fission hybrid for the incineration of the transuranic elements from spent nuclear fuel and energy amplification // *Annals of Nuclear Energy*, 2010, V. 38, p. 578.

- Показати можливість досягнення відповідного значення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів (k_{eff}) на рівні 0.95-0.98 для підкритичного реактора.
- Провести розрахунки величини нейтронного витоку за межі зовнішньої оболонки реактора і джерела нейтронів.
- Запропонувати та фізично обґрунтувати спосіб зниження витоку нейтронів через плазмову частину гібридного реактору.
- Дослідити можливість відтворення тритію всередині підкритичного реактора в кількості, яка відповідає потребам термоядерного плазмового джерела.
- Провести розрахунки радіаційних пошкоджень першої стінки підкритичного реактора і термоядерного джерела нейтронів як однієї з найбільш вразливих частин установки.
- Дослідити елементи паливного циклу відпрацьованого ядерного палива для запропонованої моделі підкритичного реактора.

Об'єктом дослідження є термоядерний гібридний реактор і джерело термоядерних нейтронів на основі комбінації стеларатора і відкритої пастки.

Предмет дослідження – процеси за участю нейтронів у концептуальних моделях підкритичного реактора-трансмутатора і термоядерного джерела нейтронів.

Методи дослідження. При розв'язанні зазначених задач використовувалися добре апробовані методи радіаційної фізики, ядерної фізики, фізики плазми та методи числового моделювання. Для дослідження транспортування частинок через речовину використовувався 3-вимірний комп'ютерний код MCNPX.

Наукова новизна одержаних результатів. При виконанні дисертаційної роботи за допомогою числового моделювання вперше отримані наступні результати:

- ✓ Проведено фізичне обґрунтування вибору компактної моделі підкритичного ядерного реактора, вбудованого у стелараторно-пробкотронний ядерно-термоядерний гібрид.
- ✓ Показана можливість досягнення значення ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів (k_{eff}) на рівні 0.95 для моделі підкритичного реактора.
- ✓ За допомогою числового моделювання показано, що потужність нейтронного витоку за межі зовнішньої оболонки реактора і джерела нейтронів не перевищують 5.7 кВт та 0.25 кВт відповідно, що робить досліджуваний ядерно-термоядерний гібрид конкурентоспроможним.
- ✓ Фізично обґрунтовано спосіб зниження витоку нейтронів через плазмову частину гібридного реактору, що забезпечує зменшення нейтронного потоку в 10 раз. Для цього з двох торцевих частин були поставлені зони з борованою водою.
- ✓ Продемонстрована можливість напрацювання тритію в достатній кількості всередині самої системи. Показано, що коефіцієнт

напрацювання тритію становить 1.3, що повністю задовольняє потреби плазмового джерела.

- ✓ Проведені розрахунки радіаційних пошкоджень першої стінки підкритичного реактора і термоядерного джерела нейтронів, які становлять 30 та 4.9 ЗНА у рік відповідно.
- ✓ Фізично обґрунтована можливість випалювання трансуранових елементів з відпрацьованого ядерного палива в кількості, яка напрацьовується в 2-х реакторах типу ВВЕР-1000 та їх довивалювання в рамках замкненого паливного циклу.

Практичне значення одержаних результатів. Концептуальна модель термоядерного гібридного реактора може бути використана в якості основи для розробки проекту дослідницької, а в подальшому і промислової установки з трансмутації відпрацьованого ядерного палива (зменшення кількості довго живучих радіоактивних відходів). Ця установка може служити проміжним етапом на шляху створення повномасштабної термоядерної енергетики. Крім того, цей гібридний реактор буде суттєвим доповненням до традиційної ядерної енергетики.

Джерело термоядерних нейтронів є необхідним для матеріалознавчих досліджень, для реалізації проектів з керованого термоядерного синтезу.

Особистий внесок здобувача наявний у всіх опублікованих працях [1-17] згідно з поставленими науковим керівником задачами, а саме: аналіз літературних джерел; проведення числових розрахунків; спільно зі співавторами проведення аналізу отриманих результатів; опрацювання результатів; підготовка результатів до друку, написання статей та тез доповідей на конференції за метою дисертації.

В роботах [1, 9, 13, 14] дисертантом було проведено моделювання компактного гібридного підкритичного ядерно-термоядерного реактору. Запропоновано фізично обґрунтований спосіб зниження нейтронного потоку через плазмову частину гібридного реактору.

В роботах [2, 3, 10, 15] здобувачем проведені числові розрахунки та спільний із співавторами аналіз отриманих результатів дослідження витоку нейтронного потоку через зовнішню радіальну поверхню реактора, а також через плазмову його частину. Показано, що додатковий захист у торцевій частині реактору на порядок зменшує витік нейтронного потоку.

В роботі [4] здобувачем проведені числові розрахунки та спільний із співавторами аналіз наступних результатів: використання односторонньої та двосторонньої інжекції нейтральних атомів, спектр нейтронів в активній зоні підкритичного реактору, теплове та радіаційне навантаження на першу стінку, розподіл енерговиділення у активній зоні реактору, а також радіаційне навантаження на антени високочастотного нагріву плазми в разі їх використання.

В роботах [5, 6, 11, 12] дисертантом виконано числові розрахунки швидкості вигорання трансуранових елементів з відпрацьованого ядерного палива. Встановлено, що один гібридний підкритичний реактор може

випалювати трансуранові елементи з відпрацьованого ядерного палива двох теплових ядерних реакторів типу ВВЕР-1000.

В роботах [7, 16] дисертантом було проведено моделювання термоядерного джерела нейтронів та разом із співавторами обговорено фізичні принципи роботи установки.

В роботах [8, 17] здобувачем проведені числові розрахунки та спільний із співавторами аналіз наступних результатів: спектр нейтронів у зоні першої стінки реактору, теплове та радіаційне навантаження на першу стінку. Показано, що радіаційне навантаження на першу стінку плазмового джерела нейтронів дорівнює 4.9 ЗНА, а теплове навантаження – 0.24 МВт/м². Ці значення значно нижчі критичних показників.

Апробація результатів дисертації . Основні результати дисертаційної роботи були представлені та отримали позитивний відгук на міжнародних конференціях і молодіжних наукових школах, в числі яких: Всероссийский семинар (с участием иностранных ученых): «Физические и технические аспекты объемного источника нейтронов для материаловедческих, технологических исследований и решения задач ядерной энергетики». Звенигород, Россия, 2012 [9]; 9th International Conference on Open Magnetic Systems for Plasma Confinement (OS 2012) and 3rd International Workshop on Plasma Material Interaction Facilities for Fusion (PMIF 2012). Tsukuba, Japan, 2012; International Conference-School on Plasma Physics and Controlled Fusion. Alushta, Ukraine, 2012 [10, 16]; 10 Курчатовская молодежная научная школа. Москва, Россия, 2012 [13]; V Всероссийская молодежная конференция по фундаментальным и инновационным вопросам современной физики. Москва, Россия, 2013 [14]; 11 Курчатовская молодежная научная школа. Москва, Россия, 2013 [15]; International Conference-School on Plasma Physics and Controlled Fusion. Kharkiv, Ukraine, 2014 [11, 17]; International Conference-School on Plasma Physics and Controlled Fusion. Kharkiv, Ukraine, 2016 [12];

Публікації. За темою дисертаційної роботи опубліковано 8 статей у спеціалізованих фахових наукових виданнях, що задовольняють вимогам до публікацій, на яких ґрунтується дисертаційна робота [1-8]. З них 3 статті [1, 2, 4] опубліковано у спеціалізованих фахових наукових виданнях іноземних держав (Росія, США, Великобританія). Всі 8 статей опубліковано у виданнях, що включені до міжнародних наукометричних баз Scopus та Web of Science. 9 робіт опубліковано у збірниках наукових праць, у матеріалах та тезах доповідей на наукових конференціях [9-17].

Структура та обсяг дисертації. Дисертаційна робота складається з анотацій українською та англійською мовами, вступу, чотирьох розділів основного тексту з висновками, загальних висновків, переліку використаних літературних джерел із 139 найменувань та трьох додатків. Повний обсяг дисертації становить 157 сторінок, які включають 25 рисунків та 12 таблиць.

ОСНОВНИЙ ЗМІСТ ДИСЕРТАЦІЇ

У вступі обґрунтовано актуальність теми, визначено об'єкт та предмет дослідження, мету й завдання дисертації, показано зв'язок дисертаційної

роботи з науковими програмами та темами, визначено наукову новизну результатів і можливість їх практичного застосування, відображено особистий внесок здобувача в опублікованих, разом зі співавторами, наукових працях, представлено інформацію про апробацію результатів, описано структуру та обсяг дисертаційної роботи.

Перший розділ «Аналіз літературних даних» є оглядом літературних даних основних процесів, що протікають у ядерному реакторі. Розглянуто процес утворення довгоживучих радіоактивних елементів у відпрацьованому ядерному паливі, яке вивантажується з ядерних реакторів атомних станцій. Описано проблему поводження з таким відпрацьованим ядерним паливом, методи його зберігання протягом тривалого часу, а також недоліки цих методів. Розглянута можливість зменшення кількості довгоживучих радіоактивних елементів (основна частка припадає на трансуранові елементи) у різних енергетичних установках, а саме: швидких реакторах; теплових реакторах; підкритичних ядерних енергетичних установках, що керуються прискорювачами; термоядерних реакторах типу ТОМАКАК та СТЕЛАРАТОР. Показано недоліки та проблеми, що виникають при створенні та експлуатації кожного типу реакторів.

Обґрунтована доцільність створення гібридного ядерно-термоядерного реактора на основі комбінації стеларатора та відкритої пастки у якості установки для зменшення кількості довгоживучих ядерних відходів та нейтронного джерела на основі відкритих магнітних пасток для матеріалознавчих досліджень.

Сформульовано низку задач, які необхідно було розв'язати, і які були успішно вирішені у дисертаційній роботі.

У другому розділі «Нейтронна модель підкритичного гібридного реактору та джерела термоядерних нейтронів» представлена розроблена автором дисертації розрахункова модель, у програмі MCNPX, ядерної частини гібридного реактору на основі комбінації стеларатора та відкритої пастки.

Як показано на рис. 1, гібридний реактор складається з двох основних частин: підкритичний ядерний реактор, керований зовнішнім термоядерним дейтерій-тритієвим джерелом 14-МеВ нейтронів та стелараторна частина для утримання плазми.

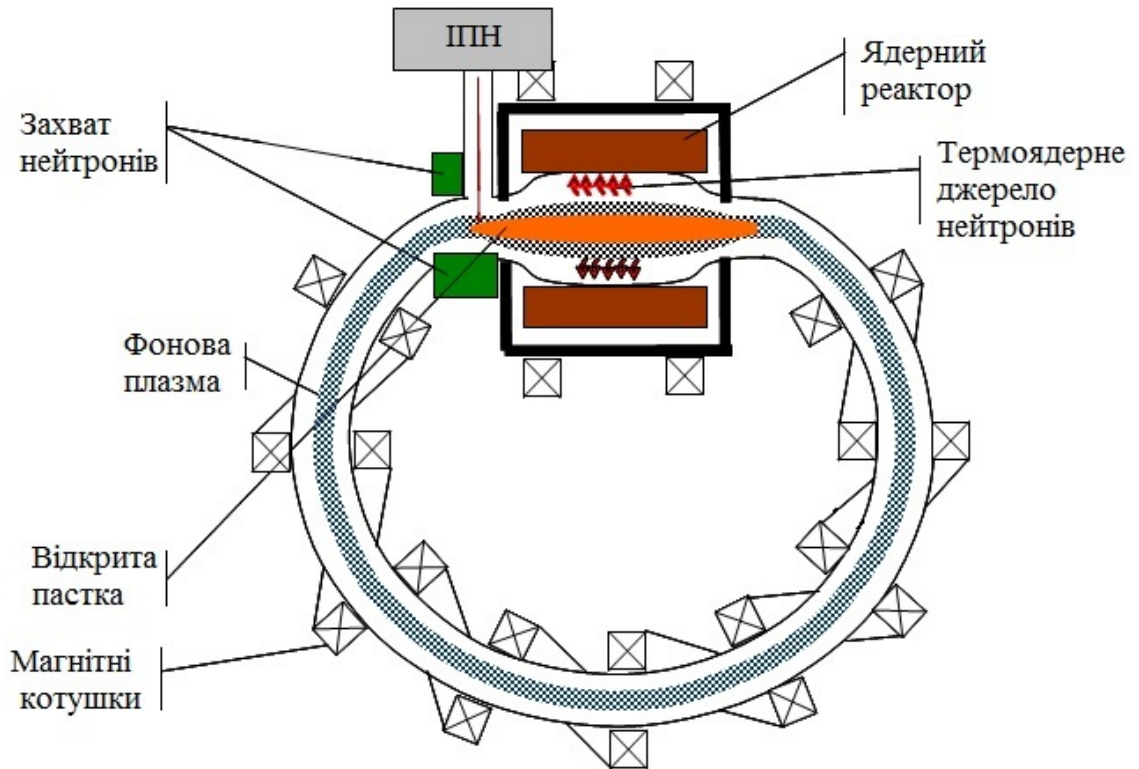


Рис. 1. Схема стелараторно-пробкотронного ядерно-термоядерного гібрида. ІПН – інжекція пучка нейтралів

Основна особливість підкритичної установки – наявність наскрізного осьового отвору, в якому знаходиться плазмовий шнур. Як показано на рис. 2, для такої системи розроблена циліндрично-симетрична модель відносно горизонтальної осі. Показані основні геометричні розміри, а також компоновка модельованої системи. Внутрішній радіус вакуумної камери був обраний 0.5 м для того, щоб у разі проведення будь-яких робіт забезпечити доступ до елементів першої стінки, товщина якої дорівнює 3 см. Матеріалом першої стінки є сталь типу НТ-9. Цей матеріал разом з вольфрамом розглядався в якості складової частини першої стінки експериментального термоядерного реактора ІТЕР.

Для захисту першої стінки від нейтронів поділу між нею і активною зоною реактора була введена буферна зона. Товщина цієї зони 15 см і заповнена евтектикою свинцю та вісмуту (ЕСВ). ЕСВ складається із суміші 44.5 мас.% свинцю та 55.5 мас.% вісмуту. Крім того свинець виступає як підсилювач потоку швидких нейтронів за рахунок порогової реакції розмноження нейтронів (наприклад $^{208}\text{Pb}(n, 2n)^{207}\text{Pb}$). Товщина буферної зони вибрана з тих міркувань, що довжина вільного пробігу швидкого нейтрона в ЕСВ дорівнює 15 см.

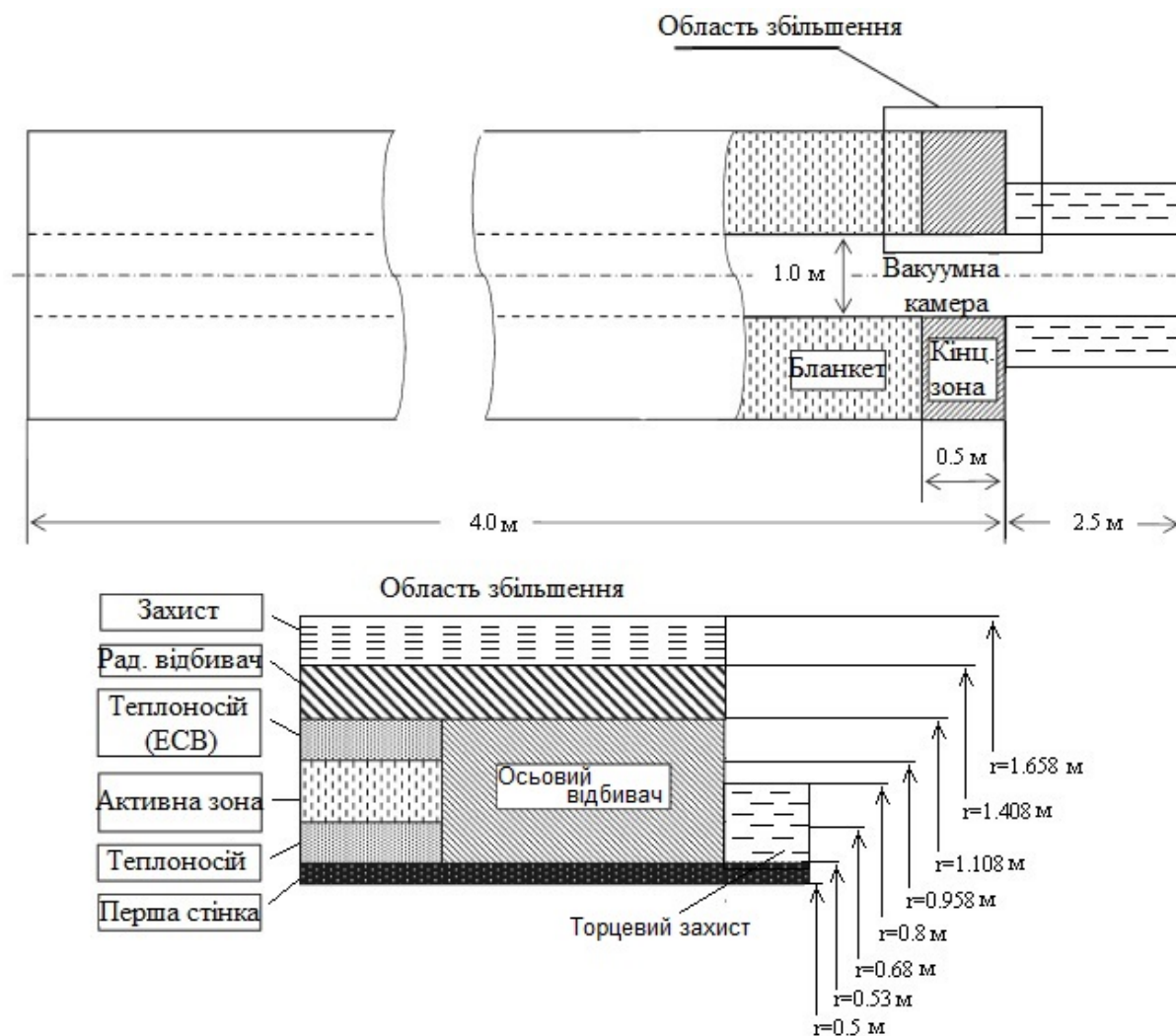


Рис. 2. Повздовжній перетин моделі гібридного реактора

Розмір активної зони реактора визначений за результатами розрахунку на критичність, при якому ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів $k_{\text{ефф}} \approx 0.95$.

З двох сторін активної зони розміщено аксіальні відбивачі. Товщина кожного з них дорівнює 57.8 см, довжина – 0.5 м. Матеріал осьового відбивача моделюється однорідною сумішшю сталі типу НТ-9 та ЕСВ з об'ємними частками кожної 70 і 30%. Основне завдання осьового відбивача полягає у поверненні частини швидких нейтронів назад до активної зони реактора за рахунок розсіювання і слабого поглинання.

Активна зона зовні оточена теплоносієм, товщина якого становить 15 см. Це так звана зона розширення, яка заповнена ЕСВ та створена для того, щоб підтримати $k_{\text{ефф}}$ на заданому рівні без вимикання реактора шляхом додавання ядерного палива в процесі експлуатації установки.

Товщина радіального відбивача в моделі дорівнює 30 см, товщина захисту – 25 см. Радіальний відбивач моделюється однорідною сумішшю сталі НТ-9 і сплаву Li17Pb83 (20% збагачення ${}^6\text{Li}$) з об'ємною часткою кожного 70 і 30% відповідно. Радіальний відбивач, як і аксіальний, служить

для повернення частини нейтронів у активну зону реактора, а також використовується для відтворення тритію. Захисту, товщиною 25 см, досить для того, щоб зменшити нейтронний потік, що виходить за межі реактора, до прийнятного рівня.

Матеріал активної зони моделювався як гомогенна суміш палива, оболонки та теплоносія у об'ємному співвідношенні (%) – 14 : 10.3 : 69.5. Паливо являє собою дисперсійну матрицю. Матеріалом палива є сплав (TRU-10Zr), який складається з трансуранових елементів з включенням 10 мас.% цирконію. Ізотопний склад урану і трансуранових елементів в мас.% представлені в таблиці 1. Цей ізотопний склад відповідає усередненому складу відпрацьованого ядерного палива атомних станцій після вилучення (часткового) з нього ^{238}U .

Таблиця 1.

Ізотопний склад палива з трансуранових елементів

Елемент	U-235	U-236	U-238	Np-237	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241	Am-242m	Am-243	Cm-243	Cm-244	Cm-245	Cm-246
Склад, мас.%	0.0039	0.0018	0.4234	4.313	53.901	21.231	3.870	4.677	9.184	0.0067	1.021	0.0018	0.1158	0.0125	0.0010

Сталь типу НТ-9 була використана в якості оболонки для ядерного палива, а ЕСВ - в якості теплоносія.

Оскільки зона генерації нейтронів дещо виступає за межі основної частини ядерного реактора, як показано на рис. 3, ця частина гібрида повинна мати нейтронний захист. Крім того, частина нейтронів з активної зони реактора також буде вилітати у стелараторну частину установки. Тому в моделі у місці з'єднання відкритої пастки та стеларатора передбачений захист. Запропоноване захисне оточення являє собою ємність з борованою водою, яка не тільки буде поглинати нейтрони, але і охолоджувати теплонапружену частину першої стінки.

У розрахункову модель включене джерело термоядерних нейтронів, яке розташоване у плазмовому шнурі. Щільність ізотропного випромінювання нейтронів розподілена по всій довжині плазмового шнура, довжина якого складає 4 м, а радіус – 10 см. Термоядерні нейтрони моделюються з енергією 14.1 MeV.

У цьому розділі також представлена розрахункова модель джерела термоядерних нейтронів на основі комбінації стеларатора та відкритої пастки (рис. 3). Модель має циліндричну симетрію відносно горизонтальної осі.

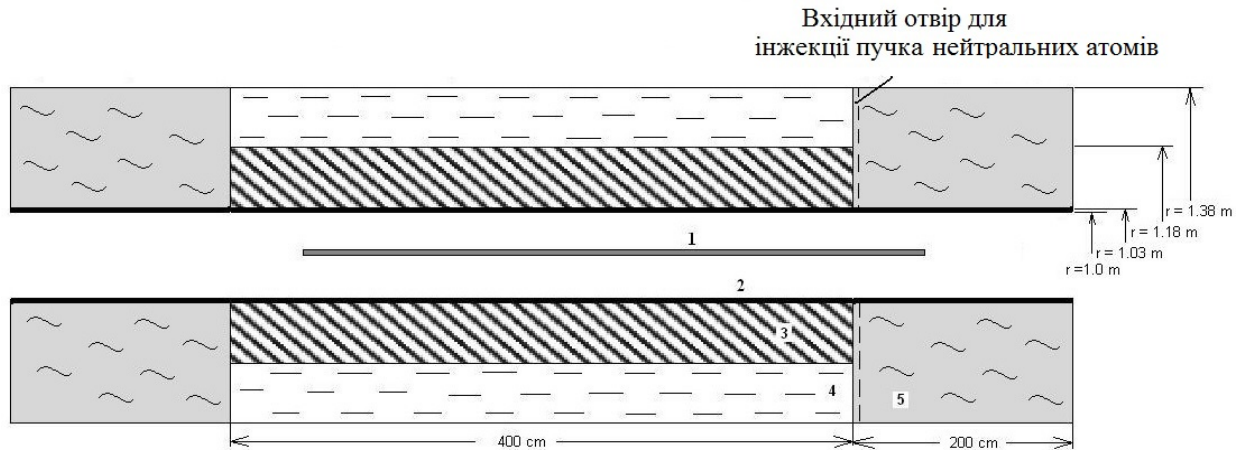


Рис.3. Аксіальний перетин моделі нейтронного джерела

1 – джерело термоядерних нейтронів; 2 – перша стінка; 3 – теплоносій (ЕСВ); 4 – захисний шар з гомогенної суміші нержавіючої сталі і води в співвідношенні 60:40 об.% (сталь містить 1.75 % натурального бора); 5 – борована вода.

Вакуумна камера містить джерело термоядерних нейтронів з енергією 14 МеВ. Відразу за першою стінкою розташована ЕСВ. ЕСВ (буфер), товщина якого становить 15 см, служить як для охолодження першої стінки, так і для розмноження нейтронів за рахунок ядерної реакції ($n, 2n$), щоб отримати найбільш наближений до термоядерних установок спектр нейтронів. Ця реакція як для свинцю, так і для вісмуту має пороговий характер і йде при енергіях налітаючих нейтронів більше 7 МеВ. Товщина зовнішнього захисного шару становить 20 см. Захист потрібен для зменшення радіального нейтронного витоку за межі розглянутої моделі. Щільність і вміст різних матеріалів буфера, а також захисного шару обрані такі ж, які вже були описані вище.

Простір між плазмою і першою стінкою зарезервовано для опромінення зразків. Товщина першої стінки становить 3 см.

За рахунок того, що значна кількість нейтронів потрапляє у торцеві отвори вакуумної камери відкритої пастки, в моделі нейтронного джерела кінці зони нейтронного опромінення вирішено оточити судинами, наповненими борованою водою з метою поглинання нейтронів. Кожна ємність з борованою водою має довжину 2 м і товщину 35 см. У правій частині нейтронного джерела знаходяться два циліндричні отвори площею 80 cm^2 для забезпечення доступу до плазми пучка нейтральних атомів (див. рис.3).

У розрахунковій моделі об'ємне джерело термоядерних нейтронів з енергією 14 МеВ представлено набором циліндричних об'ємів з радіусом 20 см. Загальна довжина нейтронно-генеруючої зони становить 4 м. Загальна термоядерна потужність джерела становить 17 МВт. Розподіл інтенсивності по всій довжині нейтронного джерела, який був використаний при моделюванні, показано на рис. 4. Як видно з рисунка, інтенсивність

нейтронів джерела набагато вище на краях. Це пов'язано з властивостями хлюпаючих іонів у відкритій пастці, де іони тритію сповільнюються поблизу точок відбиття, і відповідно в цих місцях йде їх накопичення.

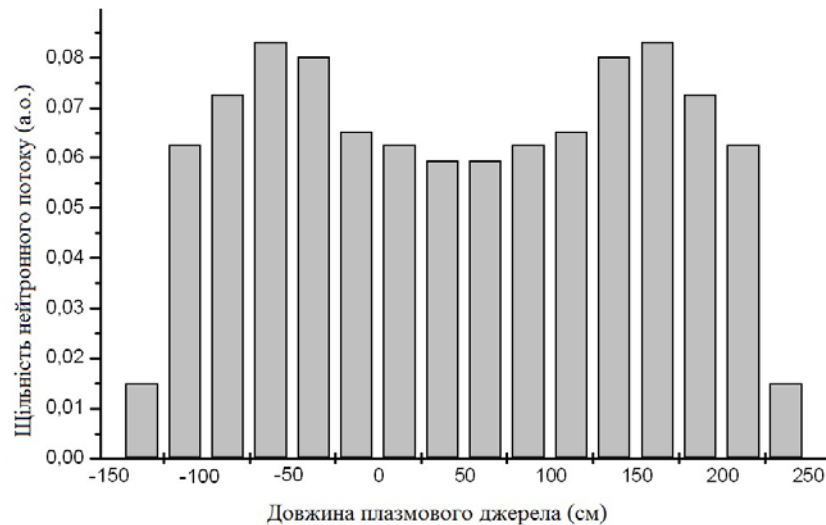


Рис. 4. Лінійна інтенсивність генерації нейтронів для $E_{инж} = 300$ кеВ та температури фонові плазми $T = 3$ кеВ

Також у цьому розділі міститься короткий опис монтекарлівської програми MCNPX, призначеної для моделювання кінетики різного виду частинок, у тому числі і нейтронів. Застосування монтекарлівського коду MCNPX дозволяє вирішувати задачу переносу нейтронів від джерела до точки реєстрації виходячи з фундаментальних принципів взаємодії випромінювання з речовиною. Як показує практика, при моделюванні різних тривимірних об'єктів та для перенесення частинок у них, прийоми Монте-Карло найбільш близькі до реальності. Базуючись на методі Монте-Карло, MCNPX дозволяє вирішити ряд завдань: з безперервним спектром енергій нейтронів, у 3D геометрії, із залежністю від часу (нестационарні задачі), завдання з різними комбінаціями частинок. Обчислення ефективного коефіцієнту розмноження нейтронів ($k_{эфф}$) для розмножуючих середовищ – ще одна з можливостей MCNPX.

Комп'ютерний код MCNPX використовує сучасні бібліотеки ядерних і атомних даних, таких як Evaluated Nuclear Data File (ENDF/B-VII).

Матеріали цього розділу були опубліковані у роботах [1-3, 7] та представлені на конференціях [9, 10, 13, 16].

Третій розділ «Результати розрахунків підкритичного реактора» присвячений результатам наступних розрахунків:

- ✓ спектру нейтронів у активній зоні реактора;
- ✓ розподілу нейтронних полів у об'ємі реактора і енерговиділення у активній зоні реактора;
- ✓ ефективного коефіцієнту розмноження нейтронів, а також потужності запропонованої моделі реактора;
- ✓ частки запізнілих нейтронів;
- ✓ витоку нейтронів з реактора у навколишній простір;

- ✓ теплового навантаження та радіаційних пошкоджень першої стінки дзеркальної пастки;
- ✓ напрацюванню тритію;
- ✓ вигоранню мінорних актинідів;
- ✓ паливного циклу для мінорних актинідів. Повторного використання палива після вигорання.

На рис. 5 представлено спектр нейтронів у активній зоні реактора.

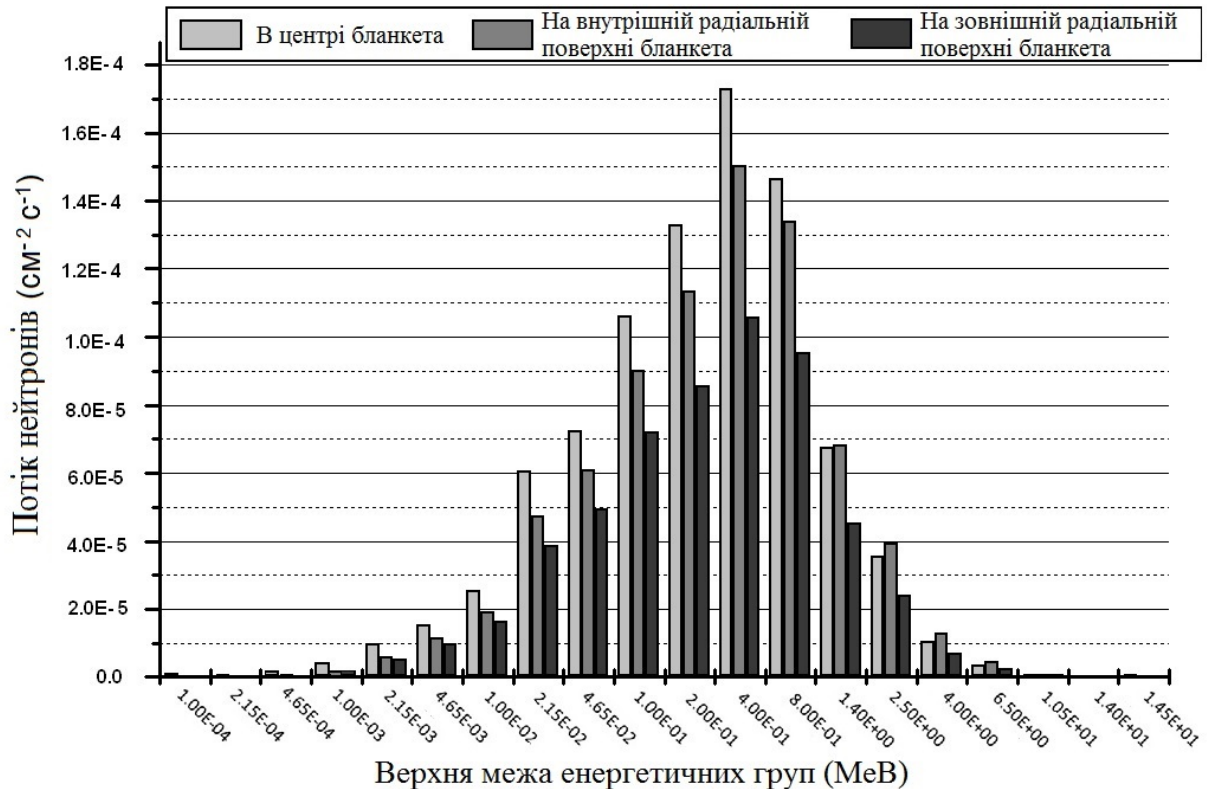


Рис.5. Спектр нейтронів у активній зоні реактора, усереднений по енергетичним інтервалам

Видно, що потік нейтронів на зовнішній радіальній поверхні активної зони реактора нижчий, ніж у будь-якій іншій області. Це пояснюється тим, що у цьому місці спостерігається найбільший спад нейтронного потоку через витік за межі активної зони реактора.

У розрахунковій моделі підкритичного реактора $k_{\text{eff}} \approx 0.95$ і для підтримки ланцюгової реакції поділу у активній зоні служить зовнішнє джерело термоядерних нейтронів.

У гібридному реакторі основу палива складає ^{239}Pu , для якого $\beta_{\text{eff}} = 0.0022$, що у 3 рази менше ніж в теплових реакторах (0.0064). Це означає, що управління реактором у критичному стані стає складним завданням. Це є суттєвим недоліком швидких реакторів. Саме тому утримуючи реактор у підкритичному стані можна досягти стабільної роботи всієї установки.

На рис. 6 представлена схема місць для розрахунку радіального витоку нейтронного потоку.

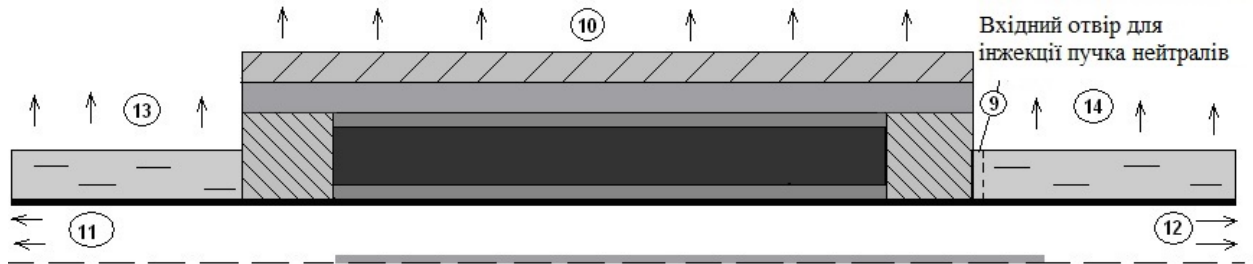


Рис.6. Витік нейтронів через зовнішню поверхню ядерного реактора

Як показують результати розрахунків, застосування захисного шару з борованою водою з обох сторін реактора призводить до того, що радіальний витік нейтронів у цих місцях (зона 13 та 14 на рис. 6) на порядок нижче. Зниження нейтронного потоку потрібно, в основному, через те, що у такій установці для створення великих магнітних полів для утримання плазми потрібне застосування надпровідних котушок. На кожен джоуль прийшовшого до такого магніту ззовні тепла потрібно витратити 500 джоулів на охолодження. Саме тому завдання зниження нейтронного потоку за межі підкритичного ядерного реактора є одним із пріоритетних. Розрахунки показують, що повна потужність за рахунок нейтронів, що виходять за межі установки, не перевищуватиме значення 5.7 кВт з урахуванням інтенсивності нейтронного джерела 6×10^{18} нейтронів у секунду.

На рис. 7 та 8 представлено розподіл щільності енерговиділення у бланкеті та нейтронних полів у ядерному реакторі.

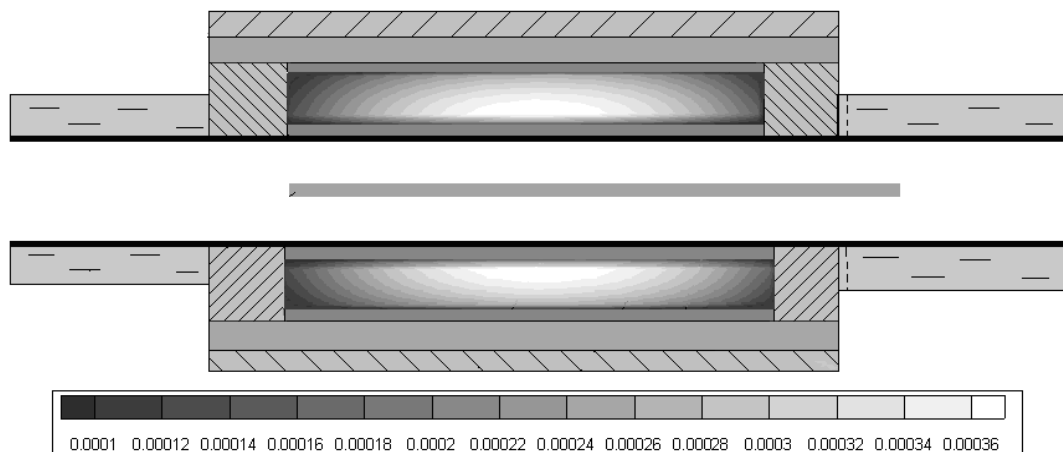


Рис.7. Розподіл енерговиділення у бланкеті (МэВ/см³/нейтрон джерела)

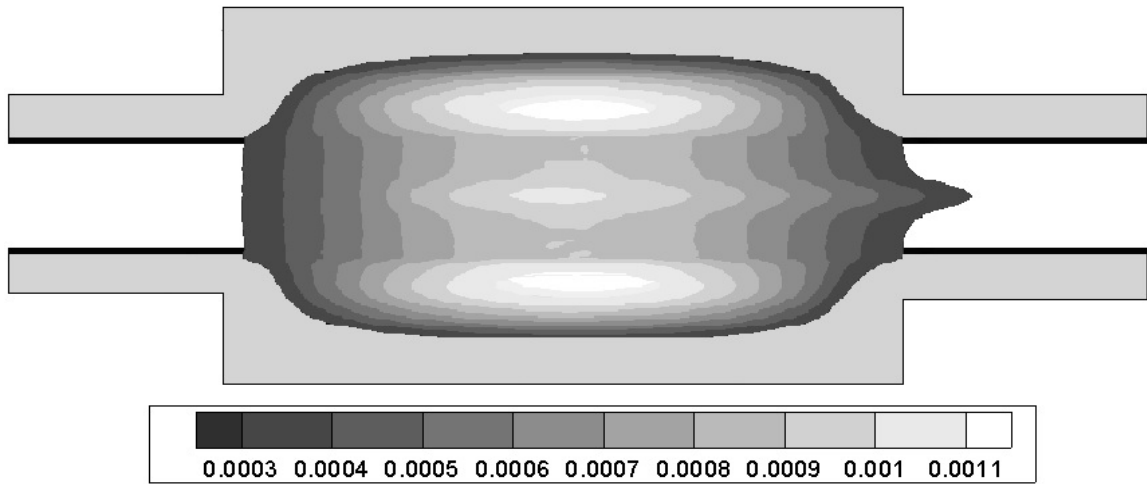


Рис.8. Розподіл нейтронних полів у ядерному реакторі ($\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$)

Показано, що розподіл потоку нейтронів має два максимуми: один з них знаходиться у центрі активної зони реактора і утворюється, в основному, за рахунок нейтронів поділу, інший виникає на осі вакуумної камери у місці генерації нейтронів синтезу з більш низьким значенням щільності потоку.

На рис. 9 представлено розподіл теплового навантаження від нейтронів по повздовжній координаті основної частини реактора, яка становить 400 см.

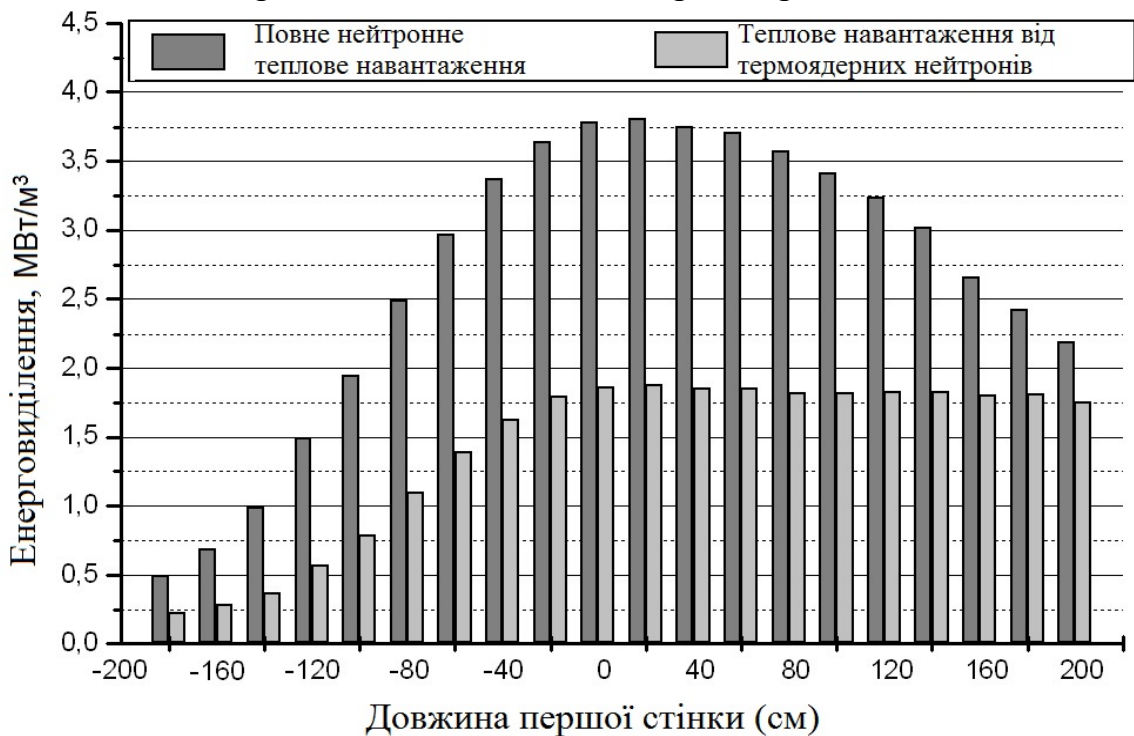


Рис.9. Розподіл нейтронного теплового навантаження на першу стінку

Розрахунки показали, що теплове нейтронне навантаження на першу стінку від плазмового джерела дорівнює 1.8 МВт/м^3 , у той час як повна тепла потужність, яка вноситься у першу стінку від всіх нейтронів, дорівнює значенню 3.7 МВт/м^3 . Звідси випливає, що лише половина теплового нейтронного навантаження на першу стінку обумовлена

термоядерними нейтронами. Крім того присутні також нагрів першої стінки внаслідок радіальних втрат плазми, а також теплове навантаження на першу стінку від альфа-частинок, які генеруються у плазмі. Було показано, що повна потужність, яка передається на першу стінку, може скласти 5.7 МВт, що еквівалентно середньому значенню 0.45 МВт/м^2 з максимальною величиною 0.5 МВт/м^2 . Це нижче характерних значень навантажень на першу стінку для термоядерних установок, які, як очікується, будуть більше, ніж 1 МВт/м^2 .

Були проведені розрахунки радіаційного впливу на матеріал першої стінки від нейтронного опромінення, який характеризується дозою опромінення матеріалу D , яка визначається числом зсувів на атом (ЗНА):

$$D = \int_0^{\infty} \sigma_d(E_n) \varphi(E_n) dE_n, \quad (1)$$

де $\sigma_d(E_n) = \int_{E_d}^{\infty} \frac{d\sigma(E_n, T)}{dT} v(T) dT$ - перетин виникнення радіаційних дефектів

при опроміненні його нейтронами з енергією E_n ; T - енергія первинно

вибитого атома; $v(T)$ - каскадна функція; $\varphi = \int_0^{\infty} \varphi(E_n) dE_n$ - флюенс

нейтронного потоку. Проведені розрахунки за допомогою коду MCNPX показують, що перша стінка може накопичувати близько 30 ЗНА під час безперервної роботи установки протягом 365 днів.

У даному розділі дисертаційної роботи представлено також коефіцієнт напрацювання тритію, яка становить 1.3 - 1.75 в залежності від збагачення літію.

Були проведені розрахунки вигорання трансуранових елементів. Для цього були розраховані швидкості реакцій за наступною формулою:

$$R = N \int \sigma(E_n) \varphi(E_n) dE_n, \quad (2)$$

де $\varphi(E_n)$ - флюенс нейтронного потоку, що припадає на один нейтрон джерела ($\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$); $\sigma(E_n)$ - мікроскопічний перетин реакції (барн); N - атомна щільність речовини ($\text{атом} \cdot \text{см}^{-3}$). У таблиці 2 показано порівняльний розрахунок кількості трансуранових елементів, який вигорає протягом року для концепції ядерно-термоядерної гібридної установки з тою кількістю, яка напрацьовується у тепловому реакторі.

Таблиця 2.

Кількість трансуранових елементів, яка вигорає у гібридному реакторі за рік

Елемент	Кількість ТРУ, напрацьованих у легководних реакторах за рік	Вигорання ТРУ у гібридному реакторі (теплоносій – ЭСВ)	Вигорання ТРУ у гібридному реакторі (теплоносій – Na)
Уран	20.000 кг	-	-
Нептуній	12 кг	26 кг	44 кг
Плутоній	205 кг	440 кг	462 кг
Америцій	20 кг	42 кг	46 кг
Кюрій	0.4 кг	0.32 кг	0.26 кг

Показано, що ядерне паливо, яке буде вивантажуватися з гібридного реактору, може бути повторно використане у рамках замкненого паливного циклу.

Матеріали цього розділу були опубліковані у роботах [4-6] та представлені на конференціях [11, 12, 14, 15].

Четвертий розділ «Результати розрахунків джерела термоядерних нейтронів» присвячений результатам наступних розрахунків:

- ✓ радіального витіку нейтронів за зовнішню оболонку пристрою;
- ✓ спектру нейтронів у області першої стінки;
- ✓ тепловому навантаженню на першу стінку;
- ✓ радіаційним ушкодженням першої стінки;

На рис. 10 представлений усереднений нейтронний потік через першу стінку пристрою, який припадає на один нейтрон термоядерного джерела. У якості охолоджувача першої стінки бралася свинцево-вісмутова евтектика.

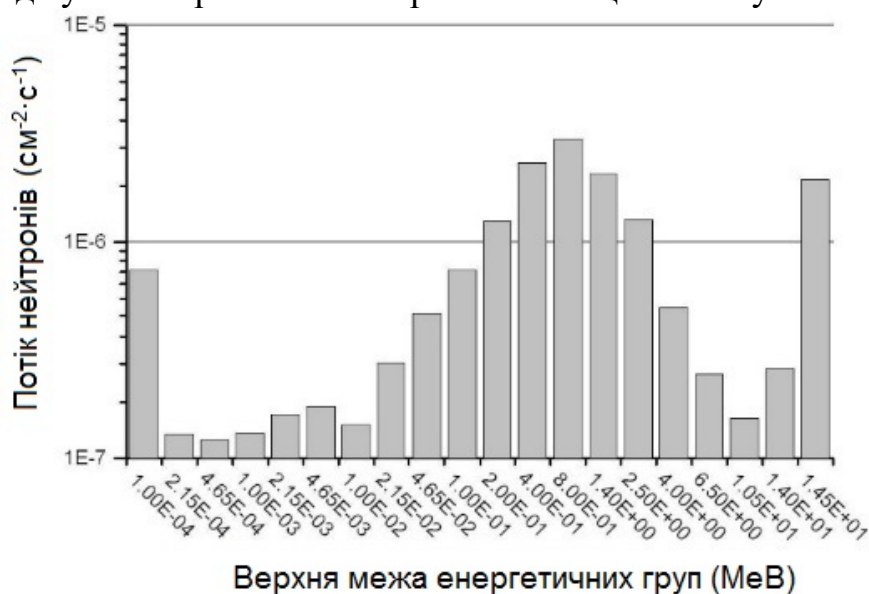


Рис.10. Усереднений потік нейтронів через першу стінку джерела нейтронів

На рис. 10 видно виражений пік високоенергетичних 14-ти MeV-них нейтронів від плазмового джерела. Інша частина спектра формується за рахунок вторинних нейтронів, які виникають у ядерних реакціях розмноження нейтронів ($n, 2n$) на свинцю та вісмуту, а також за рахунок розсіювання нейтронів на важких елементах охолоджувача.

Оціночні дані показують, що енергія, яка може виділитися за межами установки буде 0.25 кВт з використанням свинцево-вісмутового охолоджувача та 0.35 кВт для натрієвого охолоджувача з урахуванням інтенсивності нейтронного джерела 6×10^{18} нейтронів в секунду.

Показано, що теплове навантаження на першу стінку установки буде становити 0.24 МВт/м², що значно нижче, чим для моделі гібридного реактору.

З проведених розрахунків випливає, що перша стінка буде накопичувати не більше 4.9 ЗНА протягом 365 днів безперервної роботи установки. Якщо прийняти, що сталь типу HT-9 може витримати опромінення порядку 150 ЗНА, то перша стінка термоядерного джерела нейтронів може прослужити 30-40 років безперервної роботи установки.

Матеріали цього розділу опубліковано у роботах [8] та були представлені на конференціях [17].

ВИСНОВКИ

У дисертаційній роботі методом числового моделювання розв'язане конкретне наукове завдання – розроблено, створено та досліджено фізичну модель підкритичного реактору та нейтронного джерела на базі плазмової системи стеларатор-пробкотрон (комбінація стеларатора та відкритої пастки), проведено нейтронні розрахунки для моделі підкритичного швидкого реактора ядерно-термоядерного гібрида на основі комбінації стеларатора та відкритої пастки, а також для моделі термоядерного джерела нейтронів. Оскільки реактор підкритичний, підтримання його роботи відбувається за рахунок зовнішнього термоядерного джерела нейтронів. Як плазмовий пристрій гібридний реактор має складну конструкцію, однак закладена у ньому можливість розміщувати всі забезпечуючі плазмовий розряд вузли та діагностичне обладнання поза активною зоною ядерного реактора, де нейтронні потоки невеликі, може істотно полегшити технічне завдання його розробки. Параметри плазми, необхідні як для дослідницької, так і для промислової установки, лежать у рамках сучасних технічних можливостей.

Основні результати дисертаційної роботи полягають у наступному:

1. Розроблена оригінальна компоновка підкритичного ядерного реактора, вбудованого у стелараторно-пробкотронний ядерно-термоядерний гібрид. Проведені нейтронні розрахунки і підібрані розміри складових частин моделі, щоб забезпечити ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів (k_{eff}) на рівні 0.95.

2. Вперше показана можливість захисту надпровідних магнітів, які використовуються для конфігурації магнітного поля для підтримки плазми, від нейтронного потоку, який виходить за межі системи, що моделюється.

Для цього були проведені розрахунки потужності нейтронного потоку за межами реактора. Запропоновано фізично обґрунтоване рішення для зменшення цієї потужності до прийнятного рівня. Це необхідно для того, щоб зменшити потужність охолодження надпровідних магнітів, які використовуються для конфігурації магнітного поля для утримання плазми.

3. Оскільки одним з важливих завдань при роботі термоядерної установки є напрацювання тритію, без якого неможлива робота плазмового джерела, була запропонована така компоновка вузлів підкритичного реактора, при якій тритій можна напрацьовувати всередині самої системи. Для цих цілей також була розрахована концентрація ${}^6\text{Li}$ у тій частині гібридного реактора, який відтворює тритій. Вперше показано, що у гібридному реакторі компактних розмірів, за рахунок нейтронів у активній зоні реактора, у якому розміщене відпрацьоване ядерне паливо, тритій можливо напрацьовувати у значно більшій кількості, ніж потрібно для самодостатності плазмової частини установки. Таким чином, у залежності від збагачення ${}^6\text{Li}$ у зоні відтворення тритію, коефіцієнт напрацювання його може змінюватись від 1.3 до 1.8.

4. Проведено розрахунки і показано теплове навантаження на першу стінку термоядерного гібридного реактора від плазмового джерела термоядерних нейтронів і від нейтронів з активної зони реактора. Показано, що це навантаження високе $\sim 0.5 \text{ МВт/м}^2$, але істотно нижче від передбачуваного навантаження майбутніх термоядерних установок (1 МВт/м^2).

5. Досліджена можливість випалювання трансуранових елементів, які накопичуються у відпрацьованому ядерному паливі у процесі роботи теплових реакторів, а також вперше показана можливість його додаткового (повторного) довипалювання всередині замкненого паливного циклу. Розрахунки показали, що один ядерно-термоядерний гібридний реактор може випалювати відпрацьоване паливо з кількох ядерних реакторів типу ВВЕР-1000.

6. Розроблена оригінальна модель термоядерного джерела нейтронів, яка подібна до плазмової частини гібридного реактору. Основна мета, яка ставиться перед цією установкою – можливість тривалого прямого опромінення зразків матеріалів термоядерними нейтронами з енергією 14 MeV .

7. Вперше розраховано теплове навантаження на першу стінку термоядерного джерела нейтронів. Розрахунок показав, що це навантаження вдвічі нижче, ніж в гібридному реакторі.

8. Вперше розраховано спектр нейтронів на першій стінці такого термоядерного джерела нейтронів, де передбачається опромінення зразків матеріалів. Цей спектр близький до спектру майбутніх термоядерних реакторів.

9. Проведено розрахунки величини потужності витоку нейтронного потоку за межі термоядерного джерела нейтронів. Запропоновано фізично

обґрунтоване рішення по зменшенню цієї потужності для захисту надпровідних магнітів.

Отримані результати дисертаційного дослідження становлять безпосередній інтерес та показують привабливість розробки термоядерного гібридного реактора, як установки з трансмутації відпрацьованого ядерного палива (зменшення кількості довгоживучих радіоактивних відходів). Ця установка може служити проміжним етапом на шляху створення повномасштабної термоядерної енергетики. Крім того, цей гібридний реактор буде суттєвим доповненням до традиційної ядерної енергетики. Джерело термоядерних нейтронів є необхідним для матеріалознавчих досліджень для реалізації керованого термоядерного синтезу.

СПИСОК ПРАЦЬ, ОПУБЛІКОВАНИХ ЗА ТЕМОЮ ДИСЕРТАЦІЇ

1. Moiseenko V.E., Kotenko V.G., Chernitskiy S.V., Ågren O., Noack K., Lesnyakov G.G, Shapoval A.N., Stadnik Yu.S., Kovtun A.P., Hagnestål A., Voitsenya V.S., Garkusha I.E. Research on stellarator-mirror fission-fusion hybrid // *Problems of Atomic Science and Technology. Ser.: Thermonuclear fusion*. 2013. V.36, № 1. P. 44-57.
2. Chernitskiy S.V., Noack K., Moiseenko V.E., Ågren O., Abdullayev A. Neutronic calculations of a stellarator-mirror fusion-fission hybrid // *Transactions of Fusion Science and Technology*. 2013. V. 63, № 1T. P. 322-324.
3. Chernitskiy S.V., Moiseenko V.E., Ågren O., Noack K, Abdullayev A. Neutronic model of a stellarator-mirror fusion-fission hybrid // *Problems of Atomic Science and Technology. Ser.: Plasma Physics (18)*. 2012. № 6 (82). P. 58-60.
4. Chernitskiy S.V., Moiseenko V.E. Static neutronic calculation of a subcritical transmutation stellarator-mirror fusion-fission hybrid // *Annals of Nuclear Energy*. 2014, V. 72, № 1. P. 413-420.
5. Chernitskiy S.V., Moiseenko V.E., Ågren O., Noack K. Minor actinides burning in a stellarator-mirror fusion-fission hybrid // *Problems of Atomic Science and Technology. Ser.: Plasma Physics (21)*. 2015. № 1 (95). P. 20-23.
6. Chernitskiy S.V., Moiseenko V.E., Ågren O., Noack K. A fuel cycle for minor actinides burning in a stellarator-mirror fusion-fission hybrid // *Problems of Atomic Science and Technology. Ser.: Plasma Physics (23)*. 2017. № 1 (107). P. 36-39.
7. Chernitskiy S.V., Moiseenko V.E., Ågren O., Noack K, Abdullayev A. Neutronic model of a fusion neutron source // *Problems of Atomic Science and Technology. Ser.: Plasma Physics (19)*. 2013. № 1 (83). P. 61-63.
8. Chernitskiy S.V., Gann V.V., Ågren O. Static neutronic calculation of a fusion neutron source // *Problems of Atomic Science and Technology. Ser.: Plasma Physics (20)*. 2014. № 6 (94). P. 12-15.
9. Moiseenko V.E., Kotenko V.G., Chernitskiy S.V., Ågren O., Noack K., Stadnik Yu.S., Kovtun A.P., Voitsenya V.S., Garkusha I.E., Dovgalyuk S.I.

- Research on stellarator-mirror fission-fusion hybrid, Physical and Technical Aspects of Volume Source of Neutrons for Materials Science, Technology Research and Problem Solving Nuclear Energy (VNS-5), Russia, Zvenigorod, June 4-8 (2012), Book of abstracts, P. 56-61.
10. Chernitskiy S.V, Moiseenko V.E., Ågren O., Noack K, Abdullayev A. Neutronic model of a stellarator-mirror fusion-fission hybrid, at the Alushta International Conference on Plasma Physics and Controlled Fusion, Ukraine, Alushta (Crimea), September 17-22 (2012), Book of abstracts, P. 74.
 11. Chernitskiy S.V, Moiseenko V.E., Ågren O., Noack K. Minor actinides burning in a stellarator-mirror fusion-fission hybrid, at the International Conference on Plasma Physics and Controlled Fusion, Ukraine, Kharkov, September 15-18 (2014), Book of abstracts, P 25.
 12. Chernitskiy S.V, Moiseenko V.E., Ågren O. A fuel cycle for minor actinides burning in a Stellarator-mirror fusion-fission hybrid, at the International Conference-School on Plasma Physics and Controlled Fusion, Ukraine, Kharkiv, September 12-15 (2016), Book of abstracts, P. 64.
 13. Черницький С.В., Моисеенко В.Е., Агрен О., Ноак К., Абдуллаев А. Нейтронные расчеты гибридного реактора на основе комбинации стелларатора и открытой ловушки. 10 Курчатовская молодежная научная школа, Россия, Москва, 23-26 октября (2012), Сборник аннотаций, С. 155.
 14. Черницький С.В., Моисеенко В.Е., Абдуллаев А. Нейтронные расчеты подкритического реактора-трансмутатора на основе комбинации стелларатора и открытой ловушки. V Всероссийская молодежная конференция по фундаментальным и инновационным вопросам современной физики, Россия, Москва (ФИАН), 10-15 ноября (2013), Сборник трудов, С. 138.
 15. Черницький С.В., Моисеенко В.Е., Абдуллаев А. Нейтронные расчеты концепции гибридного реактора на основе комбинации стелларатора и открытой ловушки. 11-я Курчатовская молодежная научная школа, Россия, Москва, 12-15 ноября (2013), Сборник аннотаций, С. 195.
 16. Chernitskiy S.V., Moiseenko V.E., Ågren O., Noack K, Abdullayev A. Neutronic model of a fusion neutron source, at the Alushta International Conference on Plasma Physics and Controlled Fusion, Ukraine, Alushta (Crimea), September 17-22 (2012), Book of abstracts, P. 73.
 17. Chernitskiy S.V, Moiseenko V.E., Gann V.V., Ågren O. Static neutronic calculation of a fusion neutron source, at the International Conference on Plasma Physics and Controlled Fusion, Ukraine, Kharkov, September 15-18 (2014), Book of abstracts, P. 26.

АНОТАЦІЯ

Черницький С.В. «Кінетика нейтронів підкритичного швидкого гібридного реактора та термоядерного джерела нейтронів на основі комбінації стелларатора та відкритої пастки». – Рукопис.

Дисертація на здобуття наукового ступеня кандидата фізико-математичних наук зі спеціальності 01.04.21 – радіаційна фізика та ядерна безпека. – Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут». – Харків, 2018.

У дисертації представлені результати розрахунків кінетики нейтронів швидкого підкритичного ядерного реактора на основі комбінації стеларатора та відкритої пастки, а також термоядерного джерела нейтронів. Гібридний реактор може використовуватись для зменшення кількості довгоживучих трансуранових елементів, що входять до складу відпрацьованого ядерного палива теплових ядерних реакторів, а термоядерне джерело нейтронів – для матеріалознавчих цілей.

Фізичне обґрунтування вибору системи для зменшення кількості довгоживучих радіоактивних відходів дозволило розробити компактную розрахункову модель підкритичного реактору, що задовольняє поставленим цілям.

Запропоновано захист надпровідних магнітів, які використовуються для конфігурації магнітного поля для підтримки плазми, від нейтронного потоку, який виходить за межі підкритичного реактора.

Проведено розрахунки нейтронних полів у бланкеті підкритичного реактору та продемонстрована можливість випалювання довгоживучих трансуранових елементів. Показано, що радіаційне нейтроне навантаження на першу стінку гібридного реактора у зоні відкритої пастки є досить суттєвим, але дає можливість досить тривалої безперервної роботи установки.

Запропоновано конструкцію моделі термоядерного джерела нейтронів, яка подібна до плазмової частини гібридного реактору. Основним завданням цієї установки є тривале опромінення зразків матеріалів термоядерними нейтронами з енергією 14 МеВ.

Ключові слова: гібридний реактор, відпрацьоване ядерне паливо, нейтронний потік, термоядерне джерело нейтронів.

АННОТАЦИЯ

Черницкий С.В. «Кинетика нейтронов подкритического быстрого гибридного реактора и термоядерного источника нейтронов на основе комбинации стелларатора и открытой ловушки». – Рукопись.

Диссертация на соискание ученой степени кандидата физико-математических наук по специальности 01.04.21 – радиационная физика и ядерная безопасность. – Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт». – Харьков, 2018.

В диссертационном исследовании представлены результаты расчетов кинетики нейтронов быстрого подкритического ядерного реактора на основе комбинации стелларатора и открытой ловушки, а также термоядерного источника нейтронов. Гибридный реактор может использоваться для уменьшения количества долгоживущих трансурановых элементов, входящих

в состав отработанного ядерного топлива тепловых ядерных, а термоядерный источник нейтронов – для материаловедческих целей.

Физическое обоснование выбора системы для уменьшения количества долгоживущих радиоактивных отходов дало возможность разработать компактную расчетную модель подкритического реактора. Подобрано размеры составных частей модели, чтобы обеспечить заданный эффективный коэффициент размножения нейтронов ($k_{\text{эфф}}$) на уровне 0.95. Это значение было получено благодаря корректировке размера активной зоны реактора (бланкет) в радиальном направлении. Таким образом, толщина активной зоны была выбрана 27.8 см, длина – 3 м. Активная зона в расчетной модели состоит в объемном соотношении с гомогенной смеси: ядерного топлива TRU-10Zr – 14%, стали типа HT-9 – 10.3% и эвтектики свинца и висмута (ЕСВ) – 69.5%. Длина основной части реактора составляет 4 м. Материалом топлива является циркониевый сплав (TRU-10Zr), который состоит из трансурановых элементов с включением 10 мас.% циркония. Изотопный состав урана и трансурановых элементов соответствует усредненному составу отработанного ядерного топлива атомных станций после извлечения из него ^{238}U . В качестве теплоносителя была выбрана эвтектика свинца и висмута. Свинец выступает как усилитель потока быстрых нейтронов за счет пороговой реакции размножения нейтронов (например, $^{208}\text{Pb}(n, 2n)^{207}\text{Pb}$). Висмут и свинец имеют температуру плавления 271 °С и 327 °С соответственно, однако эвтектический сплав свинец-висмут плавится при температуре 125 °С. Это снижает риски застывания этого сплава как теплоносителя в контуре реактора по сравнению с чистым свинцом. Кроме того, висмут и свинец имеют низкий сечение захвата нейтронов.

Предложена модель защиты сверхпроводящих магнитов, используемых для конфигурации магнитного поля для поддержки плазмы, от нейтронного воздействия.

Проведены расчеты нейтронных полей в бланкете подкритического реактора и продемонстрирована возможность выжигания долгоживущих трансурановых элементов. Показано, что радиационная нейтронная нагрузка на первую стенку гибридного реактора в зоне открытой ловушки является весьма существенной ~ 30 СНА в год, но дает возможность достаточно длительной непрерывной работы установки.

Показана возможность воспроизводства трития внутри предложенной расчетной модели в тех количествах, которые необходимы для поддержания непрерывной работы термоядерного источника нейтронов.

Разработана конструкция модели термоядерного источника нейтронов, которая подобная плазменной части гибридного реактора. Основной задачей этой установки является длительное облучение образцов материалов термоядерными нейтронами с энергией 14 МэВ.

Все нейтронные расчеты были выполнены компьютерным кодом MCNPX.

Ключевые слова: гибридный реактор, отработанное ядерное топливо, воспроизводство трития, термоядерный источник нейтронов, MCNPX.

ABSTRACT

Chernitskiy S.V. «Neutronic kinetics of a subcritical fast hybrid reactor and a thermonuclear neutron source based on a combination of a stellarator and an open trap». – Manuscript.

Thesis for the scientific degree of the candidate of physical and mathematical sciences by specialty 01.04.21 – radiation physics and nuclear safety. –National Science Center «Kharkiv Institute of Physics and Technology». – Kharkiv, 2018.

The dissertation research presents the results of calculations of the neutron kinetics of a fast subcritical nuclear reactor and a thermonuclear neutron source. This system of a hybrid reactor can be used to reduce the number of long-lived transuranium elements that make up the spent nuclear fuel of thermal nuclear reactors. A thermonuclear neutron source can be used for material science purposes.

The physical justification for choosing a system to reduce the number of long-lived radioactive waste allowed the development of a compact computational model of a subcritical reactor that satisfies the goals set.

The design of a model of a thermonuclear neutron source has been developed. The main objective of this facility is the long-term irradiation of samples of materials with thermonuclear neutrons with an energy of 14 MeV.

All neutron calculations were performed using computer code MCNPX.

Keywords: hybrid reactor, spent nuclear fuel, transuranium elements, thermonuclear neutron source, MCNPX.