Міністерство освіти і науки України
Харківський національний університет імені В. Н. Каразіна
Навчально-науковий інститут екології, зеленої енергетики та сталого розвитку
Кафедра інформаційних технологій у відновлюваній енергетиці

До захисту допущено
Кафедрою інформаційних технологій у відновлюваній енергетиці протокол №____ від _____

в.о. завідувача кафедри _____ *Ілля МАРУЩЕНКО*
(підпис) *(ім'я, прізвище)*

«___»_____ 2025 р.

Кваліфікаційна робота
здобувача Захара КУЛЬЧИНСЬКОГО другого (магістерського) рівня вищої освіти

Розрахунок параметрів термоядерного реактора
(назва роботи)

Спеціальність (спеціалізація) 105 Прикладна фізика та наноматеріали
(код та найменування спеціальності; спеціалізації спеціальності - за наявності)
Освітня програма Прикладна фізика нетрадиційної енергетики
(назва освітньої програми)

Виконавець _____ Захар КУЛЬЧИНСЬКИЙ
(підпис) *(ім'я, прізвище)*

Науковий керівник _____ *Ілля МАРУЩЕНКО*
(підпис) *(ім'я, прізвище)*

Харків – 2025

МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ

Харківський національний університет імені В. Н. Каразіна

Навчально-науковий інститут екології, зеленої енергетики та сталого розвитку

Кафедра інформаційних технологій у відновлюваній енергетиці

Рівень вищої освіти (освітньо-кваліфікаційний рівень) магістр

Спеціальність 105 «Прикладна фізика та наноматеріали»

ЗАТВЕРДЖУЮ

В.о. завідувача кафедри

_____ Ілля МАРУЩЕНКО

(підпис)

“_____” _____ 2025 року

ЗАВДАННЯ

НА КВАЛІФІКАЦІЙНУ РОБОТУ

Кульчинського Захара Олександровича

Тема роботи: «Розрахунок параметрів термоядерного реактора»

керівник роботи: Марущенко Ілля Миколайович, доцент

Затверджено наказом по університету від 25 листопада 2025 року № 3401-5/4196

1. Строк подання студентом роботи 01.12.2025 р.
2. Перелік питань, які потрібно розробити:
   - ознайомитися з науковою літературою за темою дослідження;
   - сформулювати завдання на дипломну роботу;
   - провести аналіз спеціальної літератури та сформувати постановку наукової/науково-технічної задачі;
   - обрати методи та методики досліджень і скласти програму виконання роботи;

- провести самостійні дослідження фізичних систем із застосуванням експериментальних, теоретичних та чисельно-комп’ютерних методів;
- проаналізувати результати, оформити їх презентацію та оформити магістерську роботу.

План роботи:

№ з/п	Назви етапів роботи
1	Вибір теми кваліфікаційної роботи
2	Затвердження теми на кафедрі
3	Робота з літературними та іншими джерелами
4	Написання вступу до роботи та першого розділу
5	Написання другого розділу
6	Написання третього розділу
7	Завершення написання кваліфікаційної роботи (висновки та література)
8	Подача науковому керівнику
9	Відгук, рецензія, підготовка до захисту
10	Попередній захист
11	Захист

Дата видачі завдання: 03 листопада 2025 року

Студент _____ Захар КУЛЬЧИНСЬКИЙ
підпис

Керівник роботи _____ Ілля МАРУЩЕНКО
підпис

РЕФЕРАТ

Кульчинський Захар. «Розрахунок параметрів термоядерного реактора». Кваліфікаційна робота магістра з прикладної фізики. – Харківський національний університет імені В. Н. Каразіна - 57 с.

Кваліфікаційна робота складається з вступу, трьох розділів, висновку та переліку використаних джерел. Робота містить 7 рисунків, 35 використаних літературних джерел.

Об’єкт дослідження: магнітний термоядерний реактор у стаціонарному режимі роботи.

Мета дослідження: дослідити енергобаланс в магнітному термоядерному реакторі типу токамак і змоделювати зв’язок між температурою реактора, енергетичним часом утримання та вихідною потужністю магнітного термоядерного реактора.

Наукова новизна отриманих результатів: розроблено програмний продукт, який візуалізує умови виконання критерія Лоусона і може бути використаним як демонстраційний матеріал у навчальних курсах.

КЛЮЧОВІ СЛОВА: термоядерна енергетика, енергобаланс, токамак, критерій Лоусона.

ABSTRACT

Zakhar Kulchynskyi. “Calculation of Parameters of Thermonuclear Reactor”. Master's thesis in applied physics. – V. N. Karazin Kharkiv National University – 57 p.

The thesis consists of an introduction, three chapters, a conclusion, and a list of references. The thesis contains 7 figures and 35 references.

Object of study: a magnetic thermonuclear reactor in steady state operation.

The purpose of the study: to investigate the energy balance in a tokamak-type magnetic thermonuclear reactor and to simulate the relations between the reactor temperature, energy retention time, and output power of a magnetic thermonuclear reactor.

Scientific novelty of the results obtained: a software product has been developed that visualizes the conditions for satisfying the Lawson criterion, which can be used as demonstrational material in educational courses.

KEYWORDS: thermonuclear energy, energy balance, tokamak, Lawson criterion.

ЗМІСТ

ВСТУП 7
РОЗДІЛ 1. ПЕРСПЕКТИВНІСТЬ ТЕРМОЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ 10
1.1. Глобальні енергетичні потреби 10
1.2. Існуючі джерела енергії та їх обмеження 12
1.3. Роль термоядерного синтезу у світовій енергетиці 16
1.4. Проблеми практичної реалізації термоядерного синтезу 20
РОЗДІЛ 2. ОСНОВНІ ПРИНЦИПИ ТА ПІДХОДИ ДО ПРОЄКТУВАННЯ ТЕРМОЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ 24
2.1. Фізика плазми та основні властивості 24
2.2. Енергетичний баланс термоядерного реактора 31
2.3. Магнітне утримання, стабільність плазми та механізми обмеження втрат енергії 33
2.4. Конструктивні елементи реактора типу токамак 40
РОЗДІЛ 3. РОЗРАХУНОК ПАРАМЕТРІВ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА 45
3.1. Постановка задачі та вибір моделі реактора 45
3.2. Моделювання в середовищі MATLAB 47
3.3. Аналіз результатів і порівняння з параметрами реактора ITER 50
ВИСНОВКИ 54
СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ 55

ВСТУП

Сучасне людство та цивілізація неможливі без стабільного енергозабезпечення. Розвиток промисловості, автоматизації, інформаційних технологій і побутової сфери напряму залежить від енергоресурсів. Протягом XX та початку XXI століття людство опиралося та використовувало переважно традиційні джерела енергії - викопне паливо (вугілля, нафту, природний газ) та ядерну енергію, яка отримувалася шляхом поділу важких ядер. Проте обмеженість запасів викопного палива, негативний вплив цього палива на довкілля, ризики, пов’язані з безпекою атомних станцій і утилізацією радіоактивних відходів, зумовлюють гостру необхідність пошуку нових, екологічно чистих і довготривалих джерел енергії. Один із найперспективніших напрямків сучасної енергетики це термоядерний синтез - процес коли зливаються легкі ядра у більш важкі з виділенням значної кількості енергії. Саме цей процес є основою зірок та нашого Сонця і розглядається як потенційне джерело великої кількості безпечної, екологічної, чистої енергії для людства.

Термоядерна енергетика має декілька принципових переваг. По-перше, паливо для реакції синтезу, яким є ізотопи дейтерій та тритій, є відносно поширеним та доступним у природі. По-друге, продукти реакції не є радіоактивними та становлять мінімальну небезпеку для екології та довкілля. По-третє, процес синтезу не утворює парникові гази та не створює ризик «ланцюгової реакції» неконтрольованого типу, що робить його набагато безпечнішим, аніж традиційна ядерна енергетика. Також реалізація термоядерного синтезу стикається зі серйозними труднощами у її реалізації. Основною проблемою є створення та утримання плазми, тому що це надзвичайно гаряча, іонізованого стану речовина з температурою понад 100 мільйонів кельвінів. Складність у тому, що необхідно забезпечити одночасне досягнення високої температури, достатньої густини частинок і тривалого часу утримання енергії в плазмі. Для досягнення цих параметрів у світовій науці

було розроблено кілька концепцій термоядерних реакторів, серед яких найбільше дослідженими є системи з магнітним утриманням плазми. Такі системи називаються токамак і стеларатор. Ці установки дозволяють обмежувати плазму потужним магнітним полем, що запобігає контакту з матеріальними стінками камери. Найбільш масштабним проєктом у цьому напрямі є міжнародний експериментальний термоядерний реактор ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor). Це міжнародний, що будується у Франції. Метою ж ITER є продемонструвати можливості отримання чистої енергії термоядерного синтезу з коефіцієнтом підсилення $Q \geq 10$, тобто щоб енергія, яка буде виділена реакцією, у десять разів перевищила енергію, витрачену на нагрів цієї плазми.

Однією з головних задач для ефективного проєктування й оптимізації термоядерних реакторів є необхідність виконувати розрахунок їхніх основних параметрів: густини потужності реакції синтезу, часу утримання енергії плазми, температури, густини та магнітного поля. Такі розрахунки дають змогу оцінювати доцільність вибраних режимів, а також перевірити виконання умови Лоусона, порівняти теоретичні показники з параметрами сучасних експериментальних установок.

Метою цієї дипломної роботи є виконання теоретичних і числових розрахунків основних параметрів термоядерного реактора з використанням відомих рівнянь енергетичного балансу та фізичних моделей, а також практична реалізація цих розрахунків у середовищі MATLAB.

Для досягнення поставленої мети у роботі будуть розглянуті такі основні завдання:

1. Провести огляд сучасного стану світової енергетики та обґрунтувати необхідність розвитку термоядерної енергетики;
2. Розглянути фізичні основи процесів термоядерного синтезу, принципи роботи реакторів із магнітним утриманням плазми;

3. Виконати розрахунок густини потужності реакції D-T синтезу залежно від температури плазми;
4. Розрахувати час утримання енергії плазми та перевірити виконання умови Лоусона;
5. Провести порівняння отриманих теоретичних результатів з характеристиками реактора ITER.

Об’єктом цієї роботи є плазма термоядерного реактора типу токамак.

Предметом роботи будуть енергетичні параметри плазми, які визначають можливість досягнення режиму термоядерного горіння.

Наукова новизна роботи полягає у використанні спрощених аналітичних моделей для опису енергетичного балансу плазми з подальшою реалізацією в MATLAB, що дозволяє швидко оцінювати вплив окремих параметрів на потужність реакції та час утримання енергії.

Практичне значення отриманих результатів полягає в можливості застосування розроблених розрахунків та програмного коду для початкового етапу проєктування експериментальних установок і навчальних досліджень у галузі термоядерної енергетики.

Таким чином, дана дипломна робота поєднує теоретичний аналіз фізичних процесів у термоядерній плазмі з практичними розрахунками параметрів реактора, що є необхідним кроком на шляху до створення екологічно безпечної та високоефективної енергетики майбутнього.

РОЗДІЛ 1. ПЕРСПЕКТИВНІСТЬ ТЕРМОЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ

1.1. Глобальні енергетичні потреби

Якщо поглянути на дані міжнародних енергетичних агентств, таких як EIA та EEA, у XXI столітті споживання енергії тільки й продовжує зростати. Для порівняння у 2013 році обсяг електроенергії яка використовується у всьому світі становив приблизно 19,504 ТВт·год. У 2019 ж році цей обсяг вже становив аж 26,700 ТВт·год. При цьому темпи цього зростання перевищують демографічні показники [1]. Це означає те, що енергетика стала невід'ємною частиною розвитку галузей виробництва і прогресу в цілому.

Можна сказати, що енергетичне споживання є одним із головних показників технологічного розвитку людства. Якщо у 1850 році середня потужність енергоспоживання на душу населення становила близько 0.5 кВт, то на початку XXI століття цей показник перевищив 2 кВт, а для розвинених країн - понад 5 кВт на людину. Проте, попри очевидний прогрес, існує різкий енергетичний дисбаланс: розвинені держави споживають до 70 % світової енергії, тоді як більша частина населення планети має обмежений доступ до енергоресурсів.

Підвищення рівня життя у країнах, що розвиваються, призведе до подальшого зростання енергетичного попиту. Згідно з прогнозами, у найближчі 50 років загальне споживання енергії може зрости удвічі або навіть утричі. Якщо використовувати ті самі джерела енергії, що й нині - нафту, газ, вугілля та уран, - людство швидко зіткнеться з вичерпанням природних запасів і масштабними екологічними катастрофами.

Одним із ключових викликів сучасності є екологічний наслідок традиційної енергетики, особливо враховуючи, що вони залишаються ключовими джерелами отримання електроенергії (рис. 1).

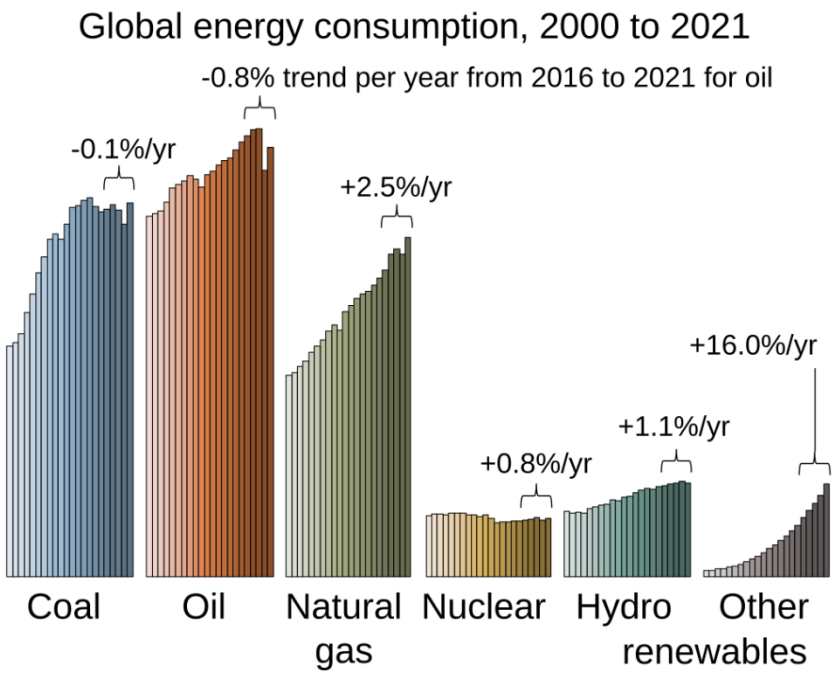

Рис. 1. Глобальне споживання енергії [1].

Екологічні наслідки стають дедалі критичнішими в умовах урбанізації та зростання населення планети, яке, по підрахункам, до середини XXI століття може перевищити 9 мільярдів осіб. Головна суперечність полягає у критичній необхідності збільшувати виробництво енергії та при цьому не посилювати екологічний тиск. Розширенням вугільних ТЕС, видобутком нафти або збільшенням кількості атомних станцій можливо лише відтермінувати проблему, а не вирішити її [2].

Світова енергетика потребує нової парадигми розвитку, яка б поєднувала високий енергетичний потенціал із екологічною безпечністю. Тому не дивно, що термоядерний синтез є прекрасним варіантом, як логічне продовження еволюції енергетичних технологій. Не дарма саме ядерний синтез є джерелом енергії зірок, а це найстійкіші та найефективніші енергетичні систем у Всесвіті.

Термоядерна енергетика здатна забезпечити людство практично невичерпним паливом із ізотопів водню, а також усунути ризик катастрофічних аварій, оскільки реакція синтезу не має позитивного зворотнього зв’язку і миттєво загасає при порушенні умов утримання плазми, а загальна кількість ядерного палива, що знаходиться у ядерному реакторі (типу стеларатор або

токамак) не перевищує кількох грамів водневої суміші. Також вона дозволить звести до мінімуму шкідливі викиди та відходи.

Але на шляху до реалізації термоядерної енергетики стоїть ціла низка суто науково-технічних викликів [3]. Нам необхідно створити умови, за яких температура, густина та час утримання енергії в плазмі досягнуть порогових значень, що забезпечують позитивний енергетичний баланс. Ця умова відома як умова Лоусона, і саме її досягнення визначить перехід від експериментальних досліджень до промислового використання термоядерної енергії.

Таким чином, аналіз сучасних енергетичних тенденцій і екологічних викликів дозволяє зробити висновок, що розвиток термоядерної енергетики є не просто одним із можливих шляхів, а необхідним етапом еволюції світової енергосистеми. Вона здатна забезпечити стале зростання економіки без руйнівного впливу на природу, що робить її стратегічним напрямом наукових досліджень і технологічного розвитку XXI століття.

1.2. Існуючі джерела енергії та їх обмеження

Історичний розвиток людської цивілізації нерозривно пов’язаний з удосконаленням методів отримання та використання енергії. Від первісного використання вогню до сучасних атомних електростанцій людство постійно шукало способи підвищити ефективність перетворення енергії з природних джерел у корисну роботу. Проте всі існуючі джерела енергії мають певні технологічні або екологічні обмеження, що робить пошук альтернатив неминучим.

Сучасна енергетика базується на чотирьох основних типах джерел: хімічних (викопне паливо), ядерних (енергія поділу), гравітаційних (гідроенергетика) та сонячних (включно з вітровою, геотермальною та біоенергетикою). Кожне з цих джерел має свої межі застосування, ефективності та екологічні наслідки. Протягом останніх двох століть саме викопне паливо

було основним джерелом енергії на Землі. Згорання вугілля, нафти чи природного газу базується на хімічних реакціях окиснення вуглеводнів, які мають відносно низьку питому енергію, яка становить близько 50 МДж/кг для нафти, 30-35 МДж/кг для вугілля і 55 МДж/кг для метану.

Для порівняння, у ядерних реакціях поділу виділяється близько 80 000 000 МДж/кг. Тобто енергія ядерного палива у мільйони разів більша, ніж хімічного. Попри це, вуглеводні залишаються домінуючим джерелом енергії через легкість транспортування, високу енергетичну щільність і розвинену інфраструктуру.

За даними Міжнародного енергетичного агентства, у глобальному балансі первинної енергії понад 80% досі припадає на нафту, вугілля та природний газ [1]. Використання викопного палива супроводжується значними викидами вуглекислого та інших парникових газів які спричиняють глобальне потепління. За останнє століття концентрація CO_2 в атмосфері зросла майже на 50%, а середня температура Землі піднялася приблизно на 1,2 °C. Це призводить до кліматичних проблем, танення льодовиків та частіших стихійних лих. [4] Також ТЕС спричиняє багато локальних проблем, таких як кислотні дощі, забруднення ґрунтів, води та повітря, що негативно впливає на здоров’я населення.

Згідно з оцінками, відомих запасів нафти вистачить на 50-60 років, газу на 70-100 років, вугілля на 200-300 років. При цьому видобуток із важкодоступних родовищ стає дедалі дорожчим і екологічно шкідливішим. Спалювання викопного палива є головним джерелом парникових газів. У 2007 році частка енергетичного сектору у викидах CO_2 становить понад 60%.

Реальні теплові двигуни, які працюють на викопному паливі (ТЕС, двигуни внутрішнього згоряння), мають ефективність не більше 30-45%. Це означає, що більше половини енергії палива втрачається у вигляді тепла, що ще більше посилює проблему енергетичних втрат і теплового забруднення навколишнього середовища.

Наступним етапом розвитку енергетики стала ядерна енергетика, що базується на поділі ядер важких елементів - переважно урану-235 або плутонію-239. Перевага цього методу полягає у високій енергетичній щільності: один грам урану може замінити близько трьох тон вугілля. Ядерна енергія розв'язала проблему обмеженості викопного палива, однак поставила нові виклики. Продукти поділу мають періоди напіврозпаду від кількох днів до сотень тисяч років і їх безпечне зберігання вимагає складної інфраструктури. Також варто згадати події на АЕС Три-Майл-Айленд, Чорнобильській та Фукусімській АЕС.

Великою проблемою є також утилізація довгоживучих радіоактивних відходів. Крім того, ресурси урану є обмеженими: за оцінками МАГАТЕ, при поточних темпах споживання їх вистачить на 70-100 років. Перехід на реактори швидких нейтронів або замкнені паливні цикли теоретично подовжує цей термін, але такі технології залишаються дорогими і складними в реалізації. Ядерна енергетика має ще один суттєвий недолік - непридатність для гнучкого регулювання потужності. Тому вона не може оперативно заміщати коливання попиту чи дефіциту енергії, що обмежує її роль у майбутніх енергосистемах з високою часткою відновлюваних джерел.

В останні десятиліття значного розвитку набули відновлювані джерела енергії (ВДЕ) - сонячна, вітрова, геотермальна, приливна енергетика, а також біомаса. Їхня головна перевага - екологічна чистота і невичерпність. Проте, усі ці джерела мають низьку енергетичну густину і залежать від погодних умов [3]. Наприклад, сонячне випромінювання, що досягає поверхні Землі, має середню щільність потоку лише близько 1 кВт/м², з якого реальні фотоелектричні системи можуть перетворювати не більше 20%. Для отримання потужності, еквівалентної одній атомній станції (~1 ГВт), необхідно покрити сонячними панелями площу понад 50 км². Вітрова енергетика має подібні обмеження: середня потужність з одного вітряка рідко перевищує 2-3 МВт, тому для забезпечення мегаполісу потрібно тисячі таких установок.

Крім того, відновлювані джерела як цілодобова енергія потребують значних акумуляторних потужностей для стабілізації виробітку, адже енергія надходить нерівномірно. Акумулювання у масштабах національної енергосистеми - одна з найскладніших інженерних задач [5], що обмежує, а в деяких обставинах і унеможливлює, темпи інтеграції ВДЕ в енергетичний баланс.

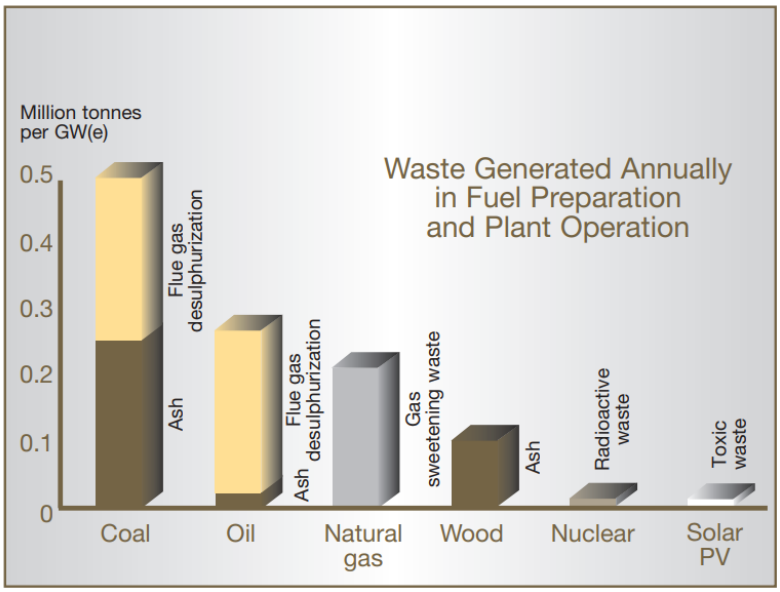

Рис. 2. Обсяг твердих відходів електростанцій [6].

Окрім забруднення повітря, величезною проблемою є також тверді відходи. Згідно з даними Міжнародного агентства з атомної енергії (IAEA), опублікованими у звіті “ Nuclear Power and Sustainable Development” [6], можна спостерігати, що різні типи електростанцій утворюють суттєво відмінні за обсягом тверді відходи при виробництві однакової кількості електроенергії. Теплові електростанції, що працюють на викопному паливі, зокрема ті, що використовують вугілля та нафту, генерують величезну кількість відходів.

На графіку (див. рис. 1.2), наведеному в цій публікації IAEA, зображено кількість твердих відходів у мільйонах тонн на 1 ГВт встановленої електричної потужності за рік. На ньому показано, що вугільні електростанції утворюють приблизно 0,5 млн тонн відходів, нафтові близько 0,3 млн тонн, а газові до 0,2 млн тонн. Біомасові установки дають помітно менше, приблизно 0,05 млн тонн.

Атомні електростанції виробляють приблизно 0,002 млн тонн радіоактивних відходів, а це величезна кількість, враховуючи складність їх утилізації. Сонячні фотоелектричні системи мають найменше токсичних відходів при їх використанні, але утилізація самих сонячних панелей не є екологічно чистою на сьогоднішній день. Таким чином, це ще одна велика екологічна проблема для людства.

Стосовно порівняння з термоядерною енергетикою, хімічні реакції дають занадто мало енергії (лише кілька еВ на 1 атом). Ядерні реакції поділу вивільняють ~200 МеВ, але залишають небезпечні продукти. Термоядерний синтез, навпаки, має потенціал 17.6 МеВ на реакцію (для D-T), без утворення довгоживучих відходів. Цей порядок величин показує, що перехід від хімічної до ядерної та далі до термоядерної енергії є не просто еволюцією технологій, а зростанням енергетичної ефективності на багато порядків. Таким чином, термоядерна енергетика потенційно здатна не лише замінити існуючі джерела, а й забезпечити глобальні потреби людства на тисячоліття вперед. Аналіз існуючих джерел енергії показує, що кожне з них має свої межі, які обумовлені фундаментальними законами фізики або економічними факторами. Викопне паливо вичерпне й екологічно шкідливе. Ядерна енергетика поділу є технологічно складна і потенційно небезпечна. Відновлювані джерела хоча і чисті, але малопотужні та нестабільні.

Саме тому єдиним реалістичним довгостроковим рішенням є розвиток технологій термоядерного синтезу. Це джерело енергії поєднує надзвичайно високу питому потужність, безпечність і практично необмежений ресурс палива.

1.3. Роль термоядерного синтезу у світовій енергетиці

Проблема забезпечення людства довготривалими, безпечними та екологічно чистими джерелами енергії є одним із найгостріших викликів сучасності. Після вичерпання викопного палива та усвідомлення екологічних

загроз, пов’язаних із його використанням, наукова спільнота дедалі більше звертається до ідеї термоядерного синтезу - процесу, який лежить в основі енергетики зірок, включно із Сонцем. Саме термоядерна енергія розглядається як наступний етап розвитку світової енергетики, який здатний забезпечити стабільне існування цивілізації протягом тисячоліть [3,7].

Принципова відмінність термоядерного синтезу від усіх попередніх джерел енергії полягає у природному масштабі процесу. Хімічні реакції, на яких базується викопне паливо, вивільняють енергію, пов’язану зі зміною валентних електронів, тоді як реакції поділу або синтезу пов’язані зі змінами в ядрах атомів - тобто з енергетичними процесами на порядки більшими за масштабом. Саме тому термоядерна реакція, навіть у невеликому об’ємі плазми, здатна виділяти величезну кількість енергії.

Термоядерний синтез - це процес злиття легких ядер, при якому утворюється ядро з більшою масою, а різниця мас перетворюється в енергію відповідно до рівняння Ейнштейна: $E = \Delta mc^2$.

Найлегше доступною з точки зору її практичної реалізації є реакція дейтерій-тритій (D-T):

$$^{2}\mathrm{H} + {}^{3}\mathrm{H} \rightarrow {}^{4}\mathrm{H} + \mathrm{n} + 17.6\ \mathrm{МеВ} \qquad (1)$$

У результаті реакції утворюється альфа-частинка (ядро гелію) та нейтрон з великою кінетичною енергією. Саме нейтрони переносять більшість енергії, яка може бути використана для нагрівання робочого тіла в енергетичному циклі реактора.

З фізичної точки зору реакції синтезу легких ядер є ендоенергетичними, як і реакції поділу важких ядер, але енергетично вони є набагато ефективнішими і безпечнішими. У реакції поділу енергія вивільняється за рахунок розщеплення важких ядер, при цьому з’являються хоч і менш важкі, але все ще важкі і радіоактивні ядра, тоді як у синтезі легких ядер з’являються

також легкі ядра, які є стабільними і безпечними. Завдяки цьому в продуктах синтезу відсутні довгоживучі радіоактивні ізотопи, а сама реакція викликається зарядженими частинками і схильна до самозгасання, тоді як поділ важких ядер викликається нейтронами, які не відштовхуються ядрами і які важко контролювати.

Реалізація керованого термоядерного синтезу вимагає створення особливих умов, за яких імовірність реакції стає суттєвою. Це можливо лише при температурах порядку 10^8 К, коли кінетична енергія частинок долає кулонівський бар'єр відштовхування між позитивно зарядженими ядрами.

Одночасно необхідно забезпечити високу густину плазми n та достатній час утримання енергії τ_E. Параметри температури T, густини плазми n та часу утримання τ_E пов'язані через відому умову Лоусона:

$$nT\tau_E \geq 3 \times 10^{21} \text{ кеВ·с/м}^3 \quad (1)$$

яка визначає мінімальні умови для позитивного енергетичного балансу в реакторі. [8]

На відміну від будь-яких інших видів енергії, термоядерний синтез має унікальну комбінацію переваг, що робить його потенційно безальтернативним для довгострокового розвитку цивілізації. Дейтерій і тритій можуть бути отримані з морської води та літію. Один літр морської води містить дейтерію стільки, що при повному використанні його енергії можна отримати близько 300 літрів бензину в еквіваленті. Відповідно, запасів дейтерію в океанах достатньо для забезпечення людства енергією протягом наступних мільярдів років. Також у реакції D-T виділяється 17.6 МеВ енергії на кожну пару ядер - це приблизно в 4 млн разів більше, ніж у реакції згоряння вуглецю. Це означає, що кілька грамів палива можуть забезпечити стільки ж енергії, скільки тонни вугілля.

З іншого боку, на відміну від ядерних реакцій поділу, термоядерна реакція не може вийти з-під контролю. Якщо температура плазми падає нижче критичного рівня, реакція миттєво зупиняється. Таким чином, неможливі аварії типу “вибуху реактора” або неконтрольованої ланцюгової реакції. При цьому, основним продуктом реакції є гелій, що є інертним і нешкідливим газом. Єдиним джерелом вторинної радіоактивності є матеріали стінок реактора, які активуються нейтронами, але періоди їх напіврозпаду на порядки менші, ніж у відходів ядерного поділу (роки замість тисячоліть). Сировинна база для синтезу є доступною будь-якій країні, незалежно від її природних ресурсів. Це знижує геополітичні ризики, пов’язані з монополіями на енергоносії.

Сьогодні термоядерна енергетика вже не є теоретичною концепцією. Це напрям практичної реалізації. Найбільший у світі експериментальний проєкт ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor), який будується у Франції силами 35 країн, має на меті продемонструвати позитивний енергетичний баланс термоядерного синтезу [9]. Проєкт ITER розрахований на роботу з D-T плазмою температурою близько 150 млн К, густиною $n \approx 10^{20}\text{м}^{-3}$ і часом утримання енергії кілька секунд, що відповідає умові Лоусона. Потужність термоядерних реакцій має досягти 500 МВт при теплових витратах лише 50 МВт, тобто коефіцієнт підсилення Q=10. [7]

Після ITER планується побудова демонстраційного реактора DEMO [10], який стане першим прототипом комерційної термоядерної електростанції. У подальшій перспективі можливий перехід до реакцій, що не потребують тритію, наприклад D-^{3}He або p-^{11}B [11], які практично не створюють нейтронного потоку і можуть бути абсолютно чистими з точки зору радіаційної безпеки.

Таким чином, термоядерний синтез уже сьогодні входить у стратегії енергетичного переходу провідних країн світу як довгострокова мета. Науково-дослідні програми ЄС (EUROfusion), США (SPARC, NIF), Китаю (CFETR) та Японії (JT-60SA) [7] підтверджують, що до середини XXI століття може бути

створена перша промислова установка, здатна генерувати електроенергію на основі термоядерних реакцій.

Термоядерна енергетика не лише забезпечує альтернативу існуючим джерелам енергії, але й відкриває новий підхід до використання матерії як джерела енергії. У перспективі розвиток технологій утримання плазми, високотемпературних матеріалів і надпровідних магнітів може стимулювати прогрес у суміжних галузях - від космічних двигунів до матеріалознавства. У глобальному вимірі впровадження термоядерної енергетики означає якісний цивілізаційний зсув: енергія стає практично невичерпною і екологічно безпечною, що знімає обмеження на економічне зростання і дозволяє стабілізувати кліматичну систему планети.

Отже, роль термоядерного синтезу у світовій енергетиці полягає у тому, що він є єдиною реальною альтернативою для забезпечення людства в енергією в довгостроковій перспективі (у будь-якої кількості і незалежно від погодних умов). Це джерело поєднує колосальний енергетичний потенціал, безпеку, екологічну чистоту та доступність палива. Шлях від сучасної енергетики до термоядерної є не просто науковою задачею, а неминучим етапом розвитку цивілізації.

1.4. Проблеми практичної реалізації термоядерного синтезу

Попри величезний енергетичний потенціал термоядерного синтезу, практична реалізація цього процесу є однією з найскладніших науково-технічних задач сучасності. Ще у середині XX століття фізики встановили, що для підтримання реакції синтезу в лабораторних умовах необхідно створити середовище, яке за параметрами наближається до умов у надрах Сонця: температура понад 100 мільйонів кельвінів, тиск і густина плазми, що забезпечують достатню частоту зіткнень ядер, а також ефективне утримання енергії упродовж необхідного часу. Фізика термоядерного синтезу сама по собі

добре відома [8], однак інженерна реалізація цих процесів у стабільному та контрольованому режимі залишається надзвичайно складним завданням [12].

Головною перевагою термоядерного синтезу є його екологічна безпечність. Продуктом реакції D-T є гелій - інертний газ, що не забруднює атмосферу і не має радіоактивних властивостей. У разі втрати стабільності плазми реакція автоматично припиняється, оскільки її підтримання можливе лише за високих температур і тисків. Паливна база для реакцій синтезу практично невичерпна. Дейтерій можна добувати з морської води (приблизно 33 г на кубічний метр), а тритій - отримувати з літію, який широко розповсюджений у земній корі. За оцінками, запаси дейтерію в океанах здатні забезпечити енергопостачання людства на мільярди років.

Питома енергія реакції D-T (~17.6 МеВ) у мільйони разів перевищує енергію хімічного згоряння. Це означає, що для отримання тієї самої кількості енергії потрібно у мільйони разів менше палива. Наприклад, один грам палива D-T може забезпечити енергію, еквівалентну спаленню 8 тонн нафти.

Радіоактивність же у термоядерних реакторах зумовлена лише нейтронним опроміненням конструкційних матеріалів, і продукти цього опромінення мають короткий період напіврозпаду (кілька десятків років). Це докорінно відрізняє синтез від ядерного поділу, відходи якого залишаються небезпечними протягом сотень тисяч років. Оскільки джерела палива є практично всюди, термоядерна енергетика може забезпечити енергетичну автономію будь-якої країни, усуваючи геополітичну залежність від постачання нафти чи газу. Це має стратегічне значення для майбутнього стабільності світової економіки. [13]

Незважаючи на всі переваги, реалізація керованого термоядерного синтезу стикається з рядом фундаментальних наукових і технічних проблем. Однією з них є проблема досягнення високих температур. Щоб реакція синтезу відбувалася з відчутною швидкістю, температура плазми має перевищувати 100 мільйонів Кельвінів. За таких умов будь-яка речовина перебуває у повністю

іонізованому стані - плазмі, де електрони відділені від ядер. Звичайні матеріали не витримують таких температур, тому плазма не може контактувати з твердими стінками реактора. Це створює необхідність утримувати її безконтактно, за допомогою магнітного або інерційного тиску. Найбільшим викликом є збереження плазми у стабільному стані достатньо довго, щоб виконати умову Лоусона.

Існує два головні підходи до утримання плазми: магнітне утримання та інерційне утримання. Магнітне утримання - використовується у пристроях типу токамак та стеларатор, де плазма утримується потужним тороїдальним магнітним полем (5-10 Т). Інерційне утримання застосовується у лазерних системах (наприклад, NIF у США), де потужні імпульси стискають паливну капсулу до надвисокої густини [7]. Основна проблема магнітного утримання полягає у нестійкості плазми. Через неоднорідність магнітного поля та флуктуації густини виникають магнітогідродинамічні нестійкості, які можуть спричинити втрату енергії або повне руйнування плазмового шнура.

Плазма, навіть за умов магнітного утримання, зазнає втрат енергії через теплопровідність (рух електронів та іонів через градієнти температури), випромінювання (зокрема, гальмівне випромінювання електронів), турбулентний транспорт (хаотичний рух плазми, який переносить енергію до периферії). Ці втрати зменшують ефективний час утримання енергії, тому головне завдання розробників реакторів максимізувати відношення P_{fusion}/P_{loss}, тобто досягти стану, коли енергії синтезу достатньо для підтримки власного нагріву плазми.

Для ініціації термоядерного процесу потрібно подати значну кількість зовнішньої енергії. Головними методами нагріву плазми є омічний нагрів (струмом у плазмі), радіочастотний нагрів ICRF, мікрохвильовий нагрів ECRH та застосування інжекції нейтральних частинок (NBI) [7,14]. Комбінування цих методів є найефективнішим шляхом досягнення потрібних температур. У реакції D-T близько 80% енергії виноситься швидкими нейтронами з енергією

14.1 МеВ, які викликають нейтронне опромінення стінок реакторної камери. Це призводить до деградації матеріалів, зміни кристалічної структури, утворення тріщин і радіоактивної активації.

Проблема вибору радіаційно-стійких матеріалів, наприклад, берилію, вольфраму, феритно-мартенситних сталей, є критично важливою для довговічності реактора [15,16]. Оскільки тритій є радіоактивним ізотопом, потрібно забезпечити його замкнений цикл у реакторі. Цим замкненим циклом є виробництво, зберігання та повернення в паливну суміш. Це реалізується через літієві бланкети, у яких нейтрони D-T реакції генерують новий тритій. Проте технологічно це складна система, яка вимагає герметичності та контролю витоків.

Більшість фізичних проблем термоядерного синтезу поступово розв’язуються завдяки розвитку експериментальних установок. Сучасні токамаки уже досягають тривалого утримання плазми при температурах понад 100 мільйонів кельвінів. Міжнародний проєкт ITER, стане першим реактором, здатним досягти коефіцієнта підсилення Q=10, тобто виробляти у десять разів більше енергії, ніж витрачається на нагрів плазми. Подальшим етапом стане проєкт DEMO [17,18], який має на меті перетворити термоядерну енергію на електричну у промислових масштабах. Успіх цих проєктів можливо відкриє шлях до створення першої генерації комерційних термоядерних електростанцій у другій половині XXI століття.

Термоядерний синтез відрізняється екологічною чистотою, безпекою, величезним енергетичним потенціалом і практично невичерпною паливною базою. Водночас, його реалізація потребує подолання значних науково-технічних викликів, пов’язаних із стабільністю плазми, матеріалами, втратами енергії та тритієвим циклом. Але, навіть попри всі труднощі, потенційні переваги синтезу настільки великі, що саме він розглядається як основний напрям розвитку енергетики майбутнього.

РОЗДІЛ 2. ОСНОВНІ ПРИНЦИПИ ТА ПІДХОДИ ДО ПРОЄКТУВАННЯ ТЕРМОЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ

2.1. Фізика плазми та основні властивості

Плазма як четвертий стан речовини є найбільш поширеною формою матерії у Всесвіті: близько 99 % видимої матерії знаходиться у плазмовому стані - від зірок до міжзоряного середовища. Проте в лабораторних умовах плазма зустрічається значно рідше, а її стабільне утримання потребує складних інженерних рішень. Саме тому фундаментальні властивості плазми відіграють ключову роль у технології керованого термоядерного синтезу.

Добре відомо, що забезпечити ефективну роботу реактора можливо лише за глибокого розуміння електромагнітної поведінки плазми, кінетичних процесів та механізмів установлення рівноваги [8]. Плазма визначається як колективно взаємодіюча система, і саме колективна поведінка, а не просто наявність заряджених частинок, є основною ознакою плазмового стану [19]. У слабкоіонізованих середовищах, таких як полум’я або іоносфера, роль електромагнітних взаємодій ще не є домінуючою, але у високотемпературних системах, таких як термоядерний реактор, взаємодія значної кількості заряджених частинок призводить до формування самоконфігурованих структур магнітного та електричного полів. Таким чином, плазму можна розглядати як «електропровідну рідину», що одночасно підкоряється законам гідродинаміки та електромагнетизму.

Одним з ключових критеріїв, який відрізняє плазму від звичайного газу, є її здатність до екранування локальних електричних збурень. Якщо в якомусь об’ємі виникає надлишок заряду, електрони швидко переміщуються, створюючи протилежне поле. Масштаб цього ефекту описує довжина Дебая:

$$\lambda_D = \sqrt{\frac{\varepsilon_0 k_B T_e}{n_e e^2}} \tag{3}$$

У плазмі токамака довжина Дебая настільки мала, що навіть сильні градієнти температури чи густини не порушують квазінейтральність. Завдяки цьому магнітогідродинамічні рівняння стають ефективним інструментом опису поведінки плазми на масштабах реактора. Цей підхід дозволяє переходити від мікроскопічних кінетичних рівнянь до макроскопічних змінних як тиск, густина, швидкість дрейфу, магнітна конфігурація. Іншим фундаментальним параметром плазми є частота плазмових коливань:

$$\omega_{pe} = \sqrt{\frac{n_e e^2}{m_e \varepsilon_0}}. \tag{4}$$

Це є природна частота, з якою електрони колективно здійснюють осциляції відносно іонів. У високотемпературній водневій плазмі термоядерного реактора ця частота може сягати десятків або сотень ГГц. Відповідно, будь-які електричні збурення у плазмі згладжуються на надзвичайно малих часових масштабах - це один з аргументів, чому для утримання плазми використовують магнітні поля, а не електричні.

Розглядаючи поведінку окремих частинок, потрібно враховувати вплив магнітного поля. Оскільки в реакторах плазма не може контактувати зі стінками, магнітне поле виконує роль «безконтактного контейнера». Траєкторія руху зарядженої частинки визначається силою Лоренца: $\vec{F} = q\,(\vec{v} \times \vec{B})$.

У сталому магнітному полі частинка описує гелікоїдальну траєкторію навколо силових ліній. Частота обертання - циклотронна частота:

$$\omega_c = \frac{qB}{m} \tag{5}$$

а радіус Лармора

$$\rho_L = \frac{mv_\perp}{qB} \tag{6}$$

є важливим критерієм для проєктування магнітних пасток. У плазмі токамака, де B≈5-7 Т і температура сягає T≈10-15 кеВ, ρ_L для дейтронів становить лише кілька міліметрів, що гарантує «прив'язку» частинок до магнітних поверхонь. Цей факт є ключовим для можливості контролю та стабілізації плазми у тороїдальному реакторі. [8]

Важливим макроскопічним параметром плазми є тиск:

$$p = nk_BT \tag{7}$$

який визначає рівновагу між плазмою та магнітним полем. Магнітний тиск задається як:

$$p_{\text{mag}} = \frac{B^2}{2\mu_0} \tag{8}$$

і співвідношення між ними визначає параметр бета:

$$\beta = \frac{2\mu_0 nk_BT}{B^2} \tag{9}$$

Параметр β є не лише фізичною величиною, а й економічним показником, оскільки він визначає, наскільки ефективно магнітна система використовує своє поле для утримання плазми. Значення β, яке можна досягти без втрати стабільності, є однією з основних характеристик проєкту реактора. Наприклад, проєкти DEMO та STEP орієнтуються на підвищення β для зменшення габаритів магнітної системи.

Ще однією властивістю плазми є її електропровідність. Згідно з класичною формулою Спітцера, електропровідність гарячої водневої плазми зростає як $T^{3/2}$, тому плазма у токамаці є надзвичайно гарним провідником. Саме завдяки цьому ефекту виникає омічний нагрів плазми струмом. Хоча у

високотемпературній плазмі цей нагрів стає недостатнім, на початкових етапах розряду він є основним методом підвищення температури.

Крім того, у плазмі виникають дрейфові рухи, пов’язані з неоднорідністю магнітного поля. Наприклад, градієнт магнітного поля і кривизна силових ліній призводять до дрейфу частинок, який у сукупності може створювати макроскопічні токи в напрямку тороїдального або полоїдального обертання. Саме ці дрейфи враховуються в моделях МГД та кінетичних рівняннях Власова [8].

Усі зазначені властивості, такі як кінетика, колективні ефекти, транспортні процеси, електропровідність, тиск, взаємодія з магнітним полем, формують комплекс фізичних характеристик, без яких неможливо зрозуміти подальші питання магнітного утримання, енергетичного балансу та стабільності плазми. Таким чином, фізика плазми створює фундамент, на якому базуються всі сучасні концепції термоядерних реакторів, включно з ITER, DEMO, STEP та іншими проєктами магнітного утримання.

Поглиблений аналіз фізики плазми в контексті термоядерного синтезу потребує розгляду її колективних ефектів, динаміки на різних просторових та часових масштабах і закономірностей, що визначають її нестійкість та взаємодію з магнітним полем. На відміну від класичних газів, для яких домінують зіткнення частинок, плазма демонструє надзвичайно багату хвильову структуру, що описується кінетичною теорією та рівнянням Власова. Плазма здатна підтримувати величезну кількість типів хвиль від іонно-звукових до альвенівських та дрейфових мод. Вони не лише визначають транспорт енергії, а й формують умови стабільності або нестабільності системи.

Одним з найважливіших типів хвиль у магнітних пастках є альвенівські хвилі, які виникають в результаті взаємодії магнітного поля та іонного руху. Їх фазова швидкість визначається рівнянням:

$$v_A = \frac{B}{\sqrt{\mu_0 \rho}} \tag{10}$$

де ρ - масова густина плазми. При параметрах токамака ця швидкість може становити від десятків до сотень кілометрів за секунду.

Альвенівські коливання можуть виконувати як стабілізуючу роль, забезпечуючи перерозподіл енергії, так і дестабілізуючу, наприклад, у випадку тороїдальних альвенівських мод (TAE), які підсилюються високоенергетичними альфа-частинками, що утворюються в реакції синтезу. Це питання активно вивчається в сучасних експериментах на JET, DIII-D, EAST і проєктується для умов ITER. [14]

Важливо зазначити, що плазма є багатошаровою системою, у якій параметри змінюються від центру до периферії тороїда. Центральна область плазми має найвищу температуру, яка може перевищувати 10-20 кеВ, тоді як периферія може бути набагато холоднішою - близько 100-300 еВ. Така неоднорідність впливає на профіль густини, профіль струму, швидкість теплового транспорту та навіть на локальні моди нестійкостей. Розуміння профільних ефектів є важливою передумовою для створення режимів підвищеного утримання, зокрема H-mode та ITB (Internal Transport Barrier).

Ще одним фундаментальним аспектом є процеси дифузії плазми через магнітне поле. Класична дифузія, яка визначається зіткненнями частинок та їх хаотичним рухом, передбачає дуже малий рівень втрат. Однак у реальних токамаках основну роль відіграє так звана аномальна дифузія, спричинена турбулентними збуреннями. Дрейфові хвилі, які виникають внаслідок градієнтів густини та температури, можуть викликати транспорт енергії та частинок, що в сотні разів перевищує класичний рівень. Ці процеси були експериментально досліджені на токамаках у 1970-1980-х роках, і з того часу турбулентність стала центральним фактором у теорії плазмового утримання.

Більш глибоке розуміння транспортних процесів базується на кінетичній моделі, де основним рівнянням є рівняння Власова, яке описує еволюцію функції розподілу:

$$\frac{\partial f}{\partial t} + \vec{v} \cdot \nabla f + \frac{q}{m}\left(\vec{E} + \vec{v} \times \vec{B}\right) \cdot \nabla_v f = 0 \quad (12)$$

Це рівняння охоплює складну динаміку частинок у фазовому просторі та дозволяє досліджувати як лінійні хвильові моди, так і нелінійні турбулентні процеси. Його рішення часто є надзвичайно складним, тому що плазма демонструє сильну анізотропію.

Властивості плазми відрізняються вздовж та поперек магнітного поля. Наприклад, теплопровідність уздовж силових ліній може бути у 10^8 разів більшою, ніж поперек них. Це означає, що тепло дуже ефективно переноситься вздовж магнітних поверхонь, але погано - між ними. Саме цей ефект дозволяє створювати диверторні конфігурації, у яких тепло відводиться спрямовано на спеціальні вузли, що зменшує теплове навантаження на стінки реактора.

Особливу увагу привертають домішки у плазмі [20]. Навіть незначна кількість важких елементів, таких як вольфрам або залізо, може різко збільшити втрати енергії через лінійне та гальмівне випромінювання. Потужність гальмівного випромінювання визначається рівнянням [8]:

$$P_{\text{brem}} = C\, n_e^2\, T_e^{1/2} \quad (13)$$

де C - константа порядку 5×10^{-37}, залежна від атомного складу.

Оскільки випромінювання збільшується з квадратом густини електронів, наявність важких домішок може повністю зруйнувати енергетичний баланс. Саме тому DEMO та STEP приділяють особливу увагу розробці матеріалів першої стінки та дивертора [12,18], що зменшують ерозію та забруднення плазми. Крім домішок, важливим є питання іонного складу плазми. Для реакції D-T оптимальним є рівне співвідношення дейтерію та тритію, що максимізує реакційний переріз. Потужність реакції на одиницю об’єму визначається:

$$P_{\text{fusion}} = n_D n_T \langle \sigma v \rangle E_{\text{fusion}} \tag{14}$$

а для рівних концентрацій $\mathrm{n}_D = \mathrm{n}_T = \mathrm{n}/2$:

$$P_{\text{fusion}} = \frac{1}{4} n^2 \langle \sigma v \rangle E_{\text{fusion}} \tag{15}$$

Це підкреслює важливість точного контролю густини та профілю температури, оскільки ⟨σv⟩ різко залежить від температури і має максимум у діапазоні 10-20 кеВ.

З точки зору кінетики, плазма у токамаці є слабко зіткненневою. Це означає, що колективні ефекти та резонансні взаємодії мають значно більший вплив, ніж зіткнення. Проте, частота електрон-іонних зіткнень:

$$\nu_{ei} = \frac{n_e e^4 \ln \Lambda}{4\pi\varepsilon_0^2 m_e^2 v_e^3} \tag{16}$$

визначає опір плазми та ефективність омічного нагріву [21]. При температурах понад 10 кеВ ця частота стає надзвичайно малою, тому плазма переходить у стан, де зовнішні RF-методи стають основними для нагріву.

Підсумовуючи, фізика плазми являє собою багатокомпонентну систему, у якій електромагнітні взаємодії, хвильові процеси, турбулентність і кінетика визначають умови існування та стабільності. Розуміння цих властивостей є не просто теоретичним елементом - воно є основою для проєктування та оптимізації сучасних термоядерних реакторів, зокрема токамаків. Тільки глибоке розуміння фізики плазми дозволяє зробити наступний крок від експериментальних реакторів до енергетичних систем наступного покоління.

2.2. Енергетичний баланс термоядерного реактора

Енергетичний баланс термоядерного реактора визначає здатність плазми не лише підтримувати реакції синтезу, а й забезпечувати такий режим роботи, у якому виділення енергії перевищує її втрати. У фізиці керованого синтезу така умова лежить в основі критерію Лоусона, що пов'язує густину плазми, температуру та час утримання енергії у єдиний показник, достатній для досягнення режиму запалювання.

Згідно з теоретичними оцінками [8], для реакції дейтерію й тритію необхідно, щоб добуток $nT\tau_E$ перевищував значення (1). Це означає, що сама по собі висока температура не здатна забезпечити ефективний процес синтезу без відповідного часу утримання плазми та достатньої густини. Реакційна потужність плазми визначається виразом (14), де $\langle\sigma v\rangle$ - осереднена за Максвеллом швидкість реакції, а енергія реакції D-T становить 17.6 МеВ. Для найефективнішого перебігу процесу вважають однакові концентрації дейтерію та тритію, тому густини можна взяти як $n_D = n_T = n/2$, що приводить до формули (15).

Ця залежність показує, що реакційна потужність зростає квадратично із густиною плазми, а тому підтримання високої густини у центральній області токамака є критично важливим завданням. Визначальною характеристикою енергетичного балансу є співвідношення між зовнішньою потужністю нагріву, потужністю, що повертається плазмі у вигляді енергії альфа-частинок, та сумарними втратами енергії.

Загальне рівняння балансу можна подати у вигляді

$$P_{\text{in}} + P_{\alpha} = P_{\text{loss}} \tag{17}$$

де P_{in} - зовнішній нагрів, а P_{α} - внесок альфа-частинок, які несуть 20 % енергії кожної реакції. Альфа-нагрів задається співвідношенням

$$P_{\alpha} = 0.2\, P_{\text{fusion}} \tag{18}$$

Плазма досягає режиму запалювання тоді, коли енергії від альфа-частинок достатньо, щоб компенсувати всі втрати, тобто коли

$$P_{\alpha} \geq P_{loss} \tag{19}$$

Втрати енергії часто виражають через час утримання енергії:

$$P_{\text{loss}} = \frac{W}{\tau_E} \tag{20}$$

Де $\mathrm{W} = 3\mathrm{nk_B TV}$ - загальна теплова енергія плазми. Звідси випливає, що покращення утримання енергії через зменшення турбулентності або оптимізацію магнітної геометрії безпосередньо підвищує ймовірність досягнення режиму з високим коефіцієнтом підсилення.

З огляду на баланс потужностей [8], одним із ключових параметрів реактора є коефіцієнт підсилення Q, який визначається співвідношенням

$$Q = \frac{P_{\text{fusion}}}{P_{\text{in}}} \tag{21}$$

Значення Q=1 означає, що плазма генерує стільки енергії, скільки в неї подається. Q=10 є ціллю ITER, а для повного запалювання Q прагне до нескінченності, оскільки це режим, при якому зовнішня потужність нагріву стає непотрібною. Реактор з великим Q має суттєву перевагу з точки зору енергетичної ефективності та практичної реалізації синтезу.

Однією з основних характеристик, які визначають втрати енергії, є коефіцієнт теплопровідності. Хоча класичний транспорт у плазмі визначається зіткненнями та дає дуже низькі значення теплопровідності, реальна плазма демонструє так званий аномальний транспорт, спричинений дрейфовими і

турбулентними нестійкостями. Це означає, що реальний час утримання енергії є меншим за класичний на кілька порядків.

У термінах енергетичного балансу це призводить до зменшення τ_E і, відповідно, до збільшення P_{loss}. Плазма з високою турбулентністю потребує більших значень $nT\tau_E$, щоб компенсувати втрати. Саме тому у фізиці токамаків значна увага приділяється розвитку режимів покращеного утримання (H-mode, L-mode, ITB), у яких турбулентність на границі плазми та всередині неї суттєво зменшується.

Енергетичний баланс також визначається конфігурацією термоядерного реактора. Сучасні проєкти, такі як DEMO та STEP, оптимізують форму тора, величину магнітного поля, профіль густини та температуру не лише для досягнення максимальної потужності синтезу, але й для мінімізації втрат. Одним із прикладів такої оптимізації є низькоаспектні токамаки, які здатні забезпечувати більші значення.

Зрештою, енергетичний баланс термоядерного реактора визначає його ефективність і можливість виконання ключової задачі - стабільного отримання корисної енергії. Усі основні параметри, такі як густина, температура, радіаційні втрати, час утримання енергії та профілі струму, формують взаємозалежну систему, у якій зміна одного параметра може впливати на інші.

2.3. Магнітне утримання, стабільність плазми та механізми обмеження втрат енергії

Магнітне утримання плазми є центральним принципом роботи сучасних термоядерних реакторів і, передусім, токамаків і стелараторів. Основна ідея полягає в тому, що заряджені частинки в магнітному полі зазнають дії сили Лоренца і тому здатні рухатися уздовж силових ліній, але дуже повільно перетинають їх, бо за це відповідає вже інший процес - дифузія.

Умова того, що радіус ларморівського обертання є набагато меншим за характерні розміри плазмового тора, визначає здатність системи забезпечувати магнітне утримання. Радіус Лармора в плазмі з температурою близько 10-20

кеВ та магнітним полем 5-7 Т становить лише частки сантиметра, що дає змогу створювати стійкі магнітні поверхні. Саме малий радіус обертання є першим і найважливішим кроком до забезпечення довготривалого утримання, однак цього недостатньо для стабільності плазми у тороїдальному середовищі.

Тороїдальна геометрія ускладнює проблему утримання [21-23], оскільки магнітне поле в ній неоднорідне: з внутрішнього боку тора воно сильніше, ніж із зовнішнього. Така неоднорідність спричиняє дрейфи заряджених частинок. Іони й електрони дрейфують у протилежні боки, що приводить до появи макроскопічних полоїдальних струмів. Якщо система не має додаткових стабілізаційних механізмів, такі дрейфи можуть руйнувати утримання. Саме тому в токамаку створюється не лише тороїдальне, а й полоїдальне магнітне поле, формуючи спіральну (гелікоїдальну) структуру силових ліній. Ця конфігурація, відома як магнітні поверхні (flux surfaces), є однією з ключових умов тривалого утримання енергії. Полоїдальний компонент формується за рахунок струму плазми, тому токамак є індукційним пристроєм і його робота нерозривно пов’язана з моделлю плазмового струму. Поведінка плазми в такій геометрії описується рівняннями магнітогідродинаміки.

Основою МГД-моделі [24] є рівняння рівноваги Града-Шафранова, яке пов’язує полоїдальний магнітний потік із тиском плазми. У спрощеному вигляді умова рівноваги записується через баланс сил

$$\nabla p = \vec{J} \times \vec{B} \tag{22}$$

де p - плазмовий тиск, $\vec{J}$ - струм, $\vec{B}$ - магнітне поле. Це рівняння демонструє, що рівновага можлива лише тоді, коли градієнт тиску врівноважується електромагнітною силою. У реальних умовах токамака ця рівновага є складною і часто нестабільною, оскільки тиск, густина, температура та магнітний конфігурації змінюються у часі. Тому значна частина досліджень у галузі

керованого синтезу присвячена аналізу нестійкостей і способів їхнього подавлення.

Однією з ключових нестійкостей є так звана kink-mode (нестійкість до перегибу), яка виникає тоді, коли струм у плазмі перевищує критичне значення. У цьому випадку плазмовий шнур викривляється і може втратити стійкість, що призводить до перерозподілу магнітного потоку. Для уникнення нестійкість до перегибу необхідно підтримувати певне значення q-параметра, що визначається формулою

$$q = \frac{rB_t}{RB_p} \tag{23}$$

де r - малий радіус тора, R - великий радіус, B_t - тороїдальне поле, B_p - полоїдальне поле. Умовою первинної стабільності вважається вимога q>1, яка отримана ще в ранніх теоретичних роботах з МГД. При значеннях q<1 виникає так звана m = 1, n = 1 нестійкість, яка веде до явища sawtooth crashes - періодичних релаксацій температурного профілю в центральній частині плазми. [7]

Ще одним важливим ефектом є нестійкості, зумовлені градієнтами тиску. Ці моди з’являються на зовнішній стороні плазмового тора, де магнітне поле слабше. Вони можуть викликати раптові викиди енергії та частинок із периферії плазми, і такі події відомі як ELMs (Edge Localized Modes). Хоча ELMs зазвичай не руйнують плазму, вони здатні спричиняти значні теплові навантаження на дивертор, тому сучасна програма ITER і DEMO включає системи їхнього контролю, зокрема резонансне магнітне збурення, контроль профілю струму та оптимізацію форми перерізу плазмового тора.

Обмеження втрат енергії в магнітних пастках пов’язане не лише зі збуреннями, але й із природними транспортними процесами. Плазмовий транспорт складається з класичних, неокласичних та аномальних компонентів. Неокласичний транспорт виникає через банановi орбіти частинок у

тороїдальному полі, які зумовлюють поперечну дифузію. Аномальний транспорт є результатом турбулентних процесів і зазвичай у декілька разів більший за неокласичний. Тому розробка режимів покращеного утримання, таких як H-mode, стала одним із ключових досягнень експериментальної фізики плазми. [25,14]

Перехід у H-mode супроводжується формуванням транспортного бар'єра на периферії плазми, що різко знижує турбулентність і збільшує час утримання енергії. Ще одним важливим механізмом стабілізації є зсув швидкості обертання плазми, який розриває когерентні структури турбулентності. Цей ефект досліджувався на реакторах DIII-D, ASDEX Upgrade, JET та EAST [7], і сьогодні вважається одним із найефективніших інструментів контролю турбулентного транспорту. У рамках майбутніх реакторів DEMO цей механізм включається у проєктування профілів струму та сценаріїв запуску плазмового розряду.

Окреме місце в теорії магнітного утримання займає питання магнітних островів, що виникають через резонансні МГД-моди. Магнітні острови порушують замкненість магнітних поверхонь і можуть спричиняти значні локальні теплові втрати. Для їх придушення застосовуються методи локального мікрохвильового нагріву (ECRH), які змінюють локальний профіль струму і стабілізують резонансну поверхню. [7]

Таким чином, магнітне утримання і стабільність плазми формують складну багатокомпонентну систему, у якій траєкторії частинок, магнітна геометрія, тиск, транспортні властивості та МГД-процеси взаємодіють на різних масштабах. Саме ефективне поєднання цих факторів дозволяє досягти тривалого утримання, достатнього для підтримання термоядерних реакцій та забезпечення енергетичної переваги над втратами.

Подальший розвиток концепцій магнітного утримання призвів до появи альтернативних систем, серед яких найважливішими є стеларатори. На відміну від токамака, у якому полоїдальне поле формується струмом у плазмі,

стеларатор створює повністю тривимірну магнітну конфігурацію зовнішніми котушками. Це забезпечує перевагу у вигляді відсутності необхідності підтримувати великий плазмовий струм, що, у свою чергу, зменшує ризик розвитку струмових нестійкостей.

З точки зору фізики стеларатори вважаються більш стабільними системами, але їхнє проєктування є складним через необхідність створення тривимірних магнітних полів з високою топологічною точністю. Сучасний оптимізований стеларатор нового покоління, Wendelstein 7-X, демонструє дуже низький неокласичний транспорт завдяки оптимізації магнітної конфігурації, а експериментально виміряні теплопотоки та профілі іонів відповідають оптимізованим розрахункам і є на рівні токамаків аналогічної потужності нагріву. Ключовим фактором при цьому є оптимізація втрат частинок у магнітних пастках.

Незважаючи на різницю в конструкції, як токамаки, так і стеларатори підлягають загальним фізичним обмеженням, пов’язаним зі стабільністю плазми. Зокрема, стабільність визначається профілем параметра q, який впливає на розвиток резонансних МГД-мод. Профіль q не є довільним, а формується взаємодією струму та магнітного поля. Стабільність щодо МГД-мод значною мірою залежить від дотримання так званої умови Крускала-Шафранова, яка, у спрощеній формі, може бути подана як $q(a) > 2$, де a - малий радіус токамака. Коли ця умова порушується, периферійні частини плазми стають вразливими до нестійкостей, що формують магнітні острови.

Магнітні острови становлять серйозну проблему, оскільки вони руйнують топологію магнітних поверхонь. Частинки та енергія, які повинні бути замкнені всередині поверхонь постійного магнітного потоку, перетікають через утворений резонансний шар, формуючи локальні області підвищеної теплопровідності.

Розмір магнітного острова можна приблизно описати через ширину tearing-mode $w \sim \Delta'/\eta$, де Δ' - параметр нестійкості, а η - резистивність плазми.

У сучасних токамаках локальні методи стабілізації магнітних островів передбачають введення мікрохвильової потужності на циклотронній частоті електронів. Локальний нагрів змінює розподіл струму і приводить до зменшення Δ', що сприяє «закриттю» острова.

Ще однією важливою групою нестійкостей є альвенівські моди, які збуджуються високоенергетичними частинками, включно з альфа-частинками реакції D-T. Оскільки альфа-частинки є носіями енергії, їхній витік через альвенівські нестійкості призводить не лише до втрати конфайнменту, а й до погіршення енергетичного балансу. Узагальнена формула, що визначає частоту тороїдальних альвенівських мод:

$$\omega_{TAE} \approx \frac{v_A}{2qR} \tag{24}$$

де v_A - альвенівська швидкість, а R - великий радіус токамака. Така залежність означає, що розміри реактора та профіль q прямо впливають на резонансні умови між хвилями та швидкими частинками.

Для обмеження аномального транспорту важливим є контроль турбулентності. Турбулентні процеси у плазмі виникають унаслідок дрейфових нестійкостей, що зумовлені градієнтами густини та температури. Найпоширеніші з них - це іонно-градієнтні моди (ITG) та електронно-градієнтні моди (ETG). Ці процеси призводять до значного зростання теплових втрат порівняно з класичним та неокласичним транспортами.

Одним із найефективніших способів пригнічення турбулентності є формування зсуву швидкості потоку. У рамках моделей дифузії ефективне пригнічення турбулентності можна описати через зменшення турбулентного коефіцієнта теплопровідності, який набуває вигляду

$$\chi_{\text{eff}} \approx \frac{\chi_{\text{turb}}}{1+(\gamma_s/\gamma_{\text{turb}})^2} \tag{25}$$

де γ_s - швидкість зсуву потоку, а γ_{turb} - характерна частота турбулентних збурень. Чим більший зсув швидкості, тим сильніше затухають турбулентні структури.

Окрему роль у магнітній конфігурації відіграє дивертор – це компонент, що відводить тепло та частинки з периферії плазми. Обмеження теплових навантажень на дивертор є критично важливим для стабільної роботи реактора, оскільки теплова потужність, що надходить на диверторні пластини, може перевищувати 10 МВт/м².

У сучасних проєктах, таких як DEMO і STEP, велика увага приділяється вибору матеріалів дивертора [26], оптимізації магнітної конфігурації X-point та контролю потоків у scrape-off layer (SOL). Описуючи тепловий потік у SOL, часто використовують експоненційний профіль

$$q_{\parallel} = q_0 \exp\left(-\frac{r}{\lambda_q}\right) \tag{26}$$

де λ_q - характерна ширина теплового потоку, яка визначає, наскільки ефективно дивертор може розсіювати тепло. Зменшення λ_q призводить до зростання теплового навантаження на диверторні пластини, тому серйозним напрямком досліджень є способи розширення теплового фронту.

Сучасні методи контролю MHD-нестійкостей і втрат плазми також включають резонансні магнітні збурення (RMP). RMP створюють слабкі тривимірні модифікації магнітних поверхонь, які порушують когерентні структури, що запускають ELMs. Вони не знищують магнітні поверхні повністю, але створюють стохастичні зони, у яких частинки та енергія розподіляються більш рівномірно. У дослідженнях реакторів DIII-D, KSTAR та ASDEX Upgrade показано, що правильно підібрані RMP здатні повністю придушити ELMs, не зменшуючи суттєво час утримання енергії.

Таким чином, система магнітного утримання та стабілізації плазми поєднує фундаментальні фізичні ефекти на всіх рівнях - від мікроскопічної кінетики частинок до макроскопічної МГД-рівноваги. Стабільність

визначається складною взаємодією профілів тиску, густини струму, геометрії магнітного поля, хвильових процесів, швидких частинок і турбулентності. Лише узгоджений контроль усіх цих факторів дозволяє створити умови тривалого конфайнменту, необхідні для реакторів наступного покоління, включно з DEMO та STEP.

У цьому контексті магнітне утримання і стабільність плазми виступають не просто теоретичними розділами фізики, а ключовими інструментами забезпечення надійної та економічно ефективної роботи майбутніх термоядерних енергосистем.

2.4. Конструктивні елементи реактора типу токамак

Токамак є найрозвиненішою та найбільш дослідженою конфігурацією магнітного термоядерного реактора, у якій поєднання тороїдального та полоїдального магнітних полів забезпечує утворення гелікоїдальних силових ліній, здатних утримувати високотемпературну плазму протягом часу, достатнього для здійснення реакцій синтезу.

Конструкція токамака сформована так, щоб реалізувати складну інженерну рівновагу між механічною міцністю, тепловою стійкістю, радіаційними навантаженнями, електромагнітними силами та вимогами до плазмового конфайнменту. Ефективність токамака значною мірою визначається взаємодією його основних компонентів: магнітної системи, вакуумної камери, дивертора, обмоток центрального соленоїда, бланкетів та кріогенної інфраструктури. [12]

Серцем токамака є вакуумна камера, що має форму тора і виконує функцію контейнера для плазми, не вступаючи з нею у прямий контакт. Камера виготовляється зі сталевих або спеціальних низькорадіоактивних сплавів (наприклад, EUROFER), які здатні витримувати потужні електромагнітні сили, що виникають при зміні струму плазми та при роботі магнітних катушок [3]. Тиск у вакуумній камері сягає 10^{-7}-10^{-8} Па, що забезпечує мінімізацію зіткнень

плазми з залишковими газовими молекулами. Складність конструкції камери зростає через необхідність інтегрувати в неї диверторні канали, порти для діагностики, хвилеводи для мікрохвильового нагріву, а також системи введення нейтралів.

Навколо вакуумної камери розташована магнітна система токамака, що включає тороїдальні польові котушки (TF coils), полоїдальні котушки (PF coils) та центральний соленоїд. Тороїдальні котушки створюють головне магнітне поле, величина якого у сучасних токамаках становить 5-7 Т, а в проєктах DEMO та STEP планується досягти значень понад 10 Т завдяки застосуванню високотемпературних надпровідників (REBCO).

Магнітний тиск, який створює таке поле, визначається рівнянням

$$p_{mag} = \frac{B^2}{2\mu_0} \tag{27}$$

і може перевищувати 100 МПа, тому котушки мають масивну конструкцію з радіаційно-стійкими матеріалами та охолоджуються до надпровідного стану кріогенними системами. Полоїдальні котушки, розташовані навколо камери, генерують полоїдальне поле, яке, разом із тороїдальним, формує гелікоїдальні орбіти та стабілізує плазмовий стовп.

Центральний соленоїд є ключовим компонентом для запуску та підтримання плазмового струму. Його основна функція - індукувати струм у плазмі за рахунок зміни магнітного потоку. Індукований струм виконує кілька ролей: забезпечує омічний нагрів плазми, формує полоїдальне поле та бере участь у стабілізації магнітної конфігурації. Індукований струм визначається законом Фарадея

$$U = -\frac{d\Phi}{dt} \tag{28}$$

де Ф - магнітний потік. Оскільки омічний нагрів стає неефективним при температурах понад 5-10 кеВ, конструкція соленоїда має забезпечити можливість тривалого індукційного керування профілем струму й терміном розряду.

У майбутніх реакторах критично важливим буде досягнення стаціонарної роботи, тому проєкти DEMO передбачають комбінацію неіндукційного струмогенерування з використанням RF-нагріву та нейтральних пучків для запуску струму [14]. На внутрішній поверхні вакуумної камери розміщується перша стінка, яка піддається найінтенсивнішим тепловим та нейтронним навантаженням. Потік тепла може досягати десятків мегаватів на квадратний метр, що вимагає застосування високотемпературних матеріалів з високою теплопровідністю.

Основним матеріалом для першої стінки реактора є вольфрам через його високу температуру плавлення (близько 3695 К) та радіаційну стійкість. Однак у вольфрама є і недоліки: його йони мають високий атомний номер, і навіть невелика кількість домішок призводить до сильного випромінювання плазми, яке масштабується як

$$P_{\text{rad}} \propto Z^2 \tag{29}$$

Це створює проблему радіаційних втрат, тому конструкція стінки передбачає мінімізацію ерозії та контроль домішок за допомогою спеціальних покриттів та оптимізації магнітної топології.

Надзвичайно важливою частиною токамака є бланкет - система, яка виконує функцію поглинання нейтронів, генерації тепла та відтворення тритію. У реакції D-T приблизно 80% енергії переноситься нейтроном із енергією 14.1 МеВ. Бланкет має поглинути цю енергію та перетворити її у теплову енергію робочого теплоносія. Тритієвий цикл у бланкеті базується на реакціях літію з нейтронами, які можна подати у вигляді

$$^{6}\mathrm{Li} + \mathrm{n} \rightarrow {}^{4}\mathrm{He} + \mathrm{T} + 4.8\ \mathrm{MeB} \quad (30)$$

$$^{7}\mathrm{Li} + \mathrm{n} \rightarrow {}^{4}\mathrm{He} + \mathrm{T} + \mathrm{n} - 2.5\ \mathrm{MeB} \quad (31)$$

Ці реакції забезпечують можливість самовідтворення палива. У майбутніх реакторах коефіцієнт відтворення тритію (TBR) має бути більшим за одиницю, і оптимізація бланкета є критичним елементом реакторного проєктування.

Особливу роль у функціонуванні токамака відіграє дивертор. Він відводить надлишкове тепло та частинки з периферії плазми та створює локалізовану область взаємодії плазми з матеріалом [27-29]. Диверторна конфігурація формується за допомогою X-точки магнітного поля, яка розриває топологічно замкнені магнітні поверхні. У scrape-off шарі (SOL) тепловий потік вздовж магнітних ліній описується наближено експоненціальною залежністю (26). Оскільки λ_0 є дуже малою величиною (кілька міліметрів), тепло концентрується на диверторних пластинах, що вимагає використання вольфрамових або армованих композитних структур, здатних витримувати теплові навантаження понад 10 МВт/м². У проєктах DEMO передбачаються розширені диверторні конфігурації типу Super-X та Snowflake, які зменшують локальні теплові навантаження за рахунок подовження магнітних ліній та збільшення об’єму зони радіаційного охолодження.

Нагрів плазми в токамаці реалізується кількома інженерними системами, включно з омічним нагрівом, нейтрально-пучковими установками (NBI) та радіочастотними методами (ECRH, ICRH). [12] Потужність реакції та якість магнітного утримання залежать від того, наскільки ефективно ці системи забезпечують нагрівання центральної частини плазми. Наприклад, ефективність нейтрального пучка визначається проникністю нейтральних атомів через плазму і зменшується зі зростанням густини.

Для радіочастотного нагріву важливою є циклотронна частота: $\omega_{ce} = eB/m_e$. Це дозволяє селективно нагрівати електрони або іони, залежно від

частоти хвилі. У масштабних реакторах роль RF-нагріву зростає, оскільки він виконує також функції контролю профілю струму та стабілізації МГД-мод.

Таким чином, конструктивні елементи токамака формують складну інженерно-фізичну систему, у якій кожен компонент виконує фундаментальну роль у забезпеченні стабільної роботи реактора. [12]

Сучасні проєкти, такі як ITER, DEMO, STEP і низькоаспектні модифікації токамака, демонструють тенденцію до підвищення магнітного поля, оптимізації диверторних геометрій, використання надпровідників нового покоління, покращення тритієвого циклу та вдосконалення систем нагріву і діагностики.

Усі ці елементи взаємопов’язані і визначають, наскільки ефективно токамак може працювати як реактор, здатний не лише утримувати плазму, але й забезпечувати сталу генерацію чистої енергії.

Не зважаючи на відсутність «проривів» у термоядерній енергетиці за останні десятиліття, не можливо не помітити значний прогрес у матеріалознавстві, що відкрив нові можливості для термоядерної енергетики [30,31]. У зв’язку з появленням більш стійких матеріалів [17,18] і більш ефективних режимів магнітного утримання плазми [26], вже призвело до необхідності переглянути старі оцінки того, що є можливим [32]. Але головним наслідком цього прогресу є те, що за останні 15 років з’явилась велика кількість комерційних проектів термоядерного реактора з приватним (не державним) фінансуванням [33], причому в приватних проектах акцент зроблений саме на розробку компактних термоядерних реакторів. [34]

РОЗДІЛ 3. РОЗРАХУНОК ПАРАМЕТРІВ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

3.1. Постановка задачі та вибір моделі реактора

Для дослідження основних енергетичних характеристик термоядерного реактора на основі реакції D-T, перевірки залежності коефіцієнта підсилення потужності Q від основних параметрів плазми та визначення умов, за яких реактор може перейти у режим самопідтримуваного синтезу у середовищі MATLAB була розроблена модель, яка поєднує інтерактивний графічний інтерфейс та обчислювальну частину, що дозволяє в реальному часі аналізувати вплив густини плазми n, температури T, часу енергетичного утримання τ_E та об'єму реакторної камери V на величини потужності синтезу та втрат.

Фундаментальною основою моделі є рівняння енергетичного балансу плазми, відповідно до якого зміна її внутрішньої енергії визначається сумою зовнішнього нагрівання, енергії альфа-частинок та втрат. Це співвідношення в спрощеному вигляді описується рівнянням

$$\frac{dW}{dt} = P_{\text{input}} + P_{\alpha} - P_{\text{loss}} \tag{32}$$

де W - теплова енергія плазми, P_{input} - потужність зовнішніх систем нагрівання, P_{α} - енергія, що залишається в плазмі від альфа-частинок, а P_{loss} - сумарні втрати енергії через транспорт, випромінювання та інші механізми. [35]

У даній моделі процес було зведено до порівняння потужності синтезу та втрат, що дозволяє визначити параметр Q, який служить критерієм ефективності реактора $Q = P_{fusion}/P_{loss}$. Для реакції дейтерій-тритій було використано повну енергію однієї реакції, що становить

$$E = 17.6 \times 10^6 \text{ eV} = 17.6 \times 10^6 \times 1.602 \times 10^{-19} \text{ J} \tag{33}$$

що дозволяє розраховувати тепловий вихід плазми при заданих реакційних параметрах. Потужність синтезу описується класичним співвідношенням, у якій швидкість пропорційна квадрату густини плазми:

$$P_{\text{fusion}} = 0.25\, n^2 \langle \sigma v \rangle\, EV \tag{34}$$

де ⟨σv⟩ - швидкісний коефіцієнт реакції, що має сильну залежність від температури. Для якісного відтворення поведінки реакції D-T у широкому діапазоні температур у моделі використано апроксимацію

$$\langle \sigma v \rangle = 10^{-24}\, T^2\, e^{-20/T} \tag{35}$$

яка коректно передає експоненційне зростання реакційної здатності з підвищенням температури та її спадання при недостатніх енергіях частинок.

Теплова енергія плазми W оцінювалася за виразом для ідеального газу з урахуванням повної енергії трьох ступенів вільності:

$$W = 3\, n\, T \cdot 10^3 \cdot 1.602 \times 10^{-19}\, V \tag{36}$$

а втрати визначалися за найпростішою моделлю через час енергетичного утримання τ_E:

$$P_{\text{loss}} = \frac{W}{\tau_E} \tag{37}$$

На основі цих співвідношень стає можливим обчислення коефіцієнта Q та визначення параметричних областей, у яких реактор може перейти у стан компенсації втрат. Саме такий аналіз є центральною частиною досліджень керованого термоядерного синтезу та безпосередньо пов’язаний із критерієм Лоусона.

3.2. Моделювання в середовищі MATLAB

У моделі MATLAB залежність Q формується через співвідношення між потужністю термоядерного синтезу P_{fusion} та потужністю втрат P_{loss}. Для цього було використано такі базові співвідношення, виконані у спрощеному, але фізично коректному вигляді:

$$P_{\text{fusion}} = 0.25\, n^2 \langle \sigma v \rangle\, EV$$
$$\langle \sigma v \rangle = 10^{-24}\, T^2\, e^{-20/T}$$
$$W = 3\, n\, T \cdot 10^3 \cdot 1.602 \times 10^{-19}\, V$$
$$P_{\text{loss}} = \frac{W}{\tau_E}$$
$$Q = \frac{P_{\text{fusion}}}{P_{\text{loss}}} \quad (38)$$

Таке представлення дозволяє безпосередньо оцінити баланс між генерованою та втраченою енергією і визначити умову переходу до реактора з енергетичним підсиленням.

У моделі чітко спостерігається, що збільшення густини n веде до квадратичного зростання реакційної частоти, тоді як температура T визначає реакційний переріз ⟨σv⟩, який суттєво збільшується лише за умов достатньо високої кінетичної енергії ядер. Час утримання τ_E є критично важливим параметром, адже навіть за високих n і T недостатнє τ_E призводить до того, що теплова енергія W надто швидко втрачається, і величина P_{loss} стає домінуючою.

Побудовані поверхні Q(n,T) наочно демонструють «область досяжності», у якій значення Q переходить через поріг. Саме ця область визначає, коли плазма може працювати в режимі, де термоядерні процеси компенсують власні втрати. Форма цієї області підтверджує критерій Лоусона: лише спільне зростання n, T і τ_E може забезпечити вихід на самопідтримуваний синтез.

У MATLAB-реалізації всі перераховані фізичні співвідношення інтегровані в інтерактивну функцію update, яка миттєво реагує на зміну

параметрів. Графічний інтерфейс містить повзунки та поля введення для регулювання n, T, τ_E та V, що дає можливість швидко виконувати комплекс аналізів.

Програма автоматично відображає порівняння потужності синтезу та втрат у вигляді стовпчикового графіка, що дозволяє візуально встановити, у якому режимі працює реактор: недостатньої генерації чи потенційної самопідтримки. Додатково програма будує тривимірну поверхню Q(n,T), що демонструє зміну коефіцієнта підсилення в широкому діапазоні параметрів та дозволяє виявити регіони підвищеної ефективності, а також межі переходу через Q = 1.

Наукова значущість такої моделі полягає у тому, що вона дає можливість якісно дослідити фундаментальні властивості термоядерної плазми: квадратичну залежність реакції від густини, експоненційний характер реакційної здатності від температури та вплив транспортних процесів на втрати енергії.

Незважаючи на спрощеність, модель коректно відтворює ключові закономірності, що лежать в основі складних реакторних розрахунків, і дозволяє формувати інтуїтивне та кількісне розуміння умов самопідтримуваного синтезу. У результаті отримано інструмент, який має навчальну, аналітичну та ілюстративну цінність і здатний слугувати платформою для подальших, більш деталізованих досліджень параметрів термоядерної плазми.

Далі наведено код програмної реалізації MATLAB.

Editor - C:\Users\kulhi\Documents\MATLAB\thermonuclear_reactor.m

thermonuclear_reactor.m

```
function thermonuclear_reactor
    E_mev = 17.6;
    eV_to_J = 1.602e-19;
    E = E_mev * 1e6 * eV_to_J;
    figure('Name','Розрахунок параметрів термоядерного реактора','WindowState','maximized');
    panel = uipanel('Units','normalized','Position',[0.01 0.01 0.25 0.98],'Title','Параметри плазми',...
    'FontSize', 12);
    edt_n = makeParam(panel,'Густина n (м^-3)',1e19,1e21,5.05e20,0.92);
    edt_T = makeParam(panel,'Температура T (кеВ)',5,30,10,0.76);
    edt_tau = makeParam(panel,'Час утримання tau_E (с)',0.05,10,1,0.60);
    edt_V = makeParam(panel,'Об''єм V (м^3)',50,1500,50,0.44);
    uicontrol(panel,'Style','pushbutton','Units','normalized','Position',[0.25 0.23 0.5 0.07],...
    'String','Оновити','Callback',@update,'FontSize', 12);
    ax1 = axes('Units','normalized','Position',[0.30 0.10 0.20 0.80]);
    ax2 = axes('Units','normalized','Position',[0.60 0.10 0.35 0.80]);
    statusText = uicontrol('Style','text','Units','normalized','Position',[0.30 0.93 0.65 0.06],...
    'FontSize',18,'FontWeight','bold');
    function sync(src,~,edt)
        edt.String = num2str(src.Value);
        update();
    end
    function update(~,~)
        n   = str2double(edt_n.String);
        T   = str2double(edt_T.String);
        tau = str2double(edt_tau.String);
        V   = str2double(edt_V.String);
        sigma_v = 1e-24 * T^2 .* exp(-20./T);
        P_fus = 0.25 * n^2 * sigma_v * E * V;
        W = 3 * n * (T*1e3*eV_to_J) * V;
        P_loss = W / tau;
        Q = P_fus / P_loss;
        axes(ax1); cla;
        bar([P_fus P_loss]);
        set(gca,'XTickLabel',{'P_{fusion}','P_{loss}'});
        ylabel('Потужність (Вт)');
        title('Порівняння потужностей');
        if Q >= 1
            statusText.String = sprintf('Реактор працює, Q = %.2f',Q);
            statusText.ForegroundColor = [0 0.6 0];
        else
            statusText.String = sprintf('Недостатня потужність, Q = %.2f',Q);
            statusText.ForegroundColor = [0.8 0 0];
        end
        n_vals = linspace(0,n*1.5,100);
        T_vals = linspace(0,T*1.5,100);
        [NN,TT] = meshgrid(n_vals,T_vals);
        sig = 1e-24 * TT.^2 .* exp(-20./TT);
        Pf = 0.25 * NN.^2 .* sig * E * V;
        Wv = 3 * NN .* (TT*1e3*eV_to_J) * V;
        Pl = Wv ./ tau;
        Qmap = Pf ./ Pl;
        axes(ax2); cla;
        surf(NN,TT,Qmap); shading interp;
        xlabel('Густина n (м^{-3})'); ylabel('Температура T (кеВ)'); zlabel('Потужність Q');
        title('Потужність Q(n,T)');
        colormap(jet)
        colorbar;
    end
    update();
    function [edt, sld] = makeParam(parent,label,minv,maxv,val,y)
        uicontrol(parent,'Style','text','Units','normalized','Position',[0.05 y 0.9 0.03],'String',...
        label,'FontSize', 12);
        edt = uicontrol(parent,'Style','edit','Units','normalized','Position',[0.05 y-0.06 0.9 0.05],...
        'String',num2str(val),'FontSize', 12);
        sld = uicontrol(parent,'Style','slider','Units','normalized','Position',[0.05 y-0.11 0.9 0.04],...
            'Min',minv,'Max',maxv,'Value',val,'Callback',@(src,ev)sync(src,ev,edt));
    end
end

```

Рис. 3. Функція MATLAB для розрахунку тривимірної поверхні Q(n,T), що визначає параметричну область ефективності реактора.

3.3. Аналіз результатів і порівняння з параметрами реактора ITER

У ході аналізу результатів моделювання головною метою було встановлення поведінки коефіцієнта енергетичного підсилення термоядерної реакції Q, який визначає, наскільки ефективно плазма перетворює енергію термоядерних реакцій у корисний вихід.

Для зіставлення результатів моделі з реальними фізичними установками було проведено порівняння з проектними характеристиками реактора ITER. Типові значення плазмових параметрів для ITER наведені у технічних документах: густина плазми має порядок $n \approx 1.1\times10^{20}$ м$^{-3}$. Іонна температура у робочому режимі складає приблизно T ≈ 8–15 кеВ. Проектний час утримання плазми ITER становить τ_E = 3-6 с. Об’єм становить 840 м^3.

Результати цієї моделі свідчать, що область параметрів, у якій Q переходить через одиницю, цілком узгоджується з тими температурами та густинами, які закладено в концепцію ITER. У моделі, яку було реалізовано, при параметрах, близьких до умов ITER, значення P_fusion демонструє стрімке зростання, що цілком відповідає фізичній природі реакції D-T синтезу, у якій енергія однієї реакції складає приблизно 17.6 МеВ. Водночас, навіть у цій спрощеній моделі спостерігається суттєва залежність від τ_E: лише при достатньо великих часах енергетичного утримання реактор переходить до режиму $Q \geq 1$.

Порівняння з ITER дозволяє оцінити ступінь реалізму моделі. Хоча вона не враховує численні реальні механізми втрат такі як радіаційні втрати на домішках, ефекти дивертора, дрейфові нестабільності та складну геометрію магнітного поля. Отримані залежності мають правильний фізичний характер. Зокрема, модель передбачає, що реактор з об’ємом V у діапазоні сотень кубічних метрів може досягнути режиму $Q \geq 1$ при параметрах (n, T, τ_E), які якісно збігаються з проектними характеристиками ITER. Цей збіг підтверджує, що фундаментальні закономірності енергетичного балансу правильно закладені у модель і що вона може бути використана як навчальний або дослідницький

інструмент для аналізу основних тенденцій роботи термоядерних реакторів. Результати також свідчать про важливість інтегрального підходу: збільшення лише температури або лише густини не гарантує високого Q, тоді як їх синхронне зростання разом з часом утримання дає очікуваний ефект.

Таким чином, порівняння параметрів моделі з характеристиками реального термоядерного проєкту ITER показує, що навіть спрощений опис може якісно відтворити закономірності, притаманні високотемпературній плазмі в токамаках. Це підтверджує наукову цінність проведеного моделювання і дозволяє зробити висновок, що використаний алгоритм у MATLAB є коректною основою для подальшого поглиблення моделі, включення складніших фізичних ефектів та дослідження сценаріїв наближених до умов майбутніх енергетичних термоядерних реакторів.

Нижче наведені зображення які ілюструють роботу програми.

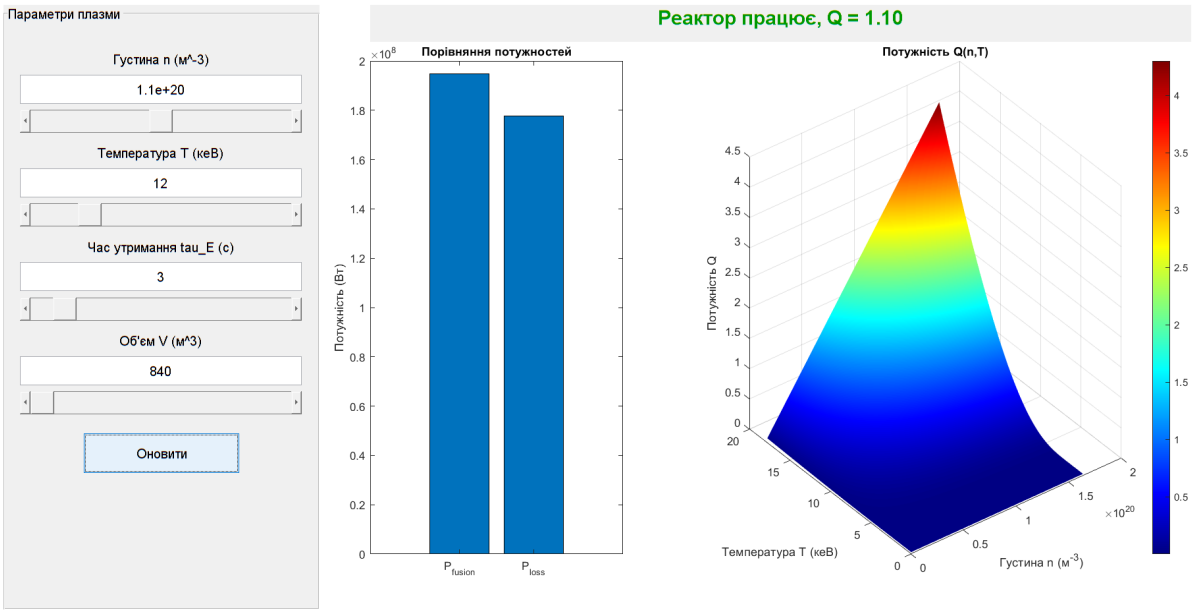

Рис. 4. Розрахунок потужності та коефіцієнта підсилення енергії термоядерного реактора при густині плазми 10^{20} м$^{-3}$, температурі плазмового шнура 12 кеВ, енергетичному часі утримання 3 с і об’ємі плазми 840 м^3 (що відповідає діапазону робочих параметрів ITER). Також наведено приклад поверхні Q(n,T) яка зображує всі значення Q (вісь Z та кольорове позначення) відносно n та T у діапазоні від 0 до 1.5T та 1.5n для аналізу сусідніх значень.

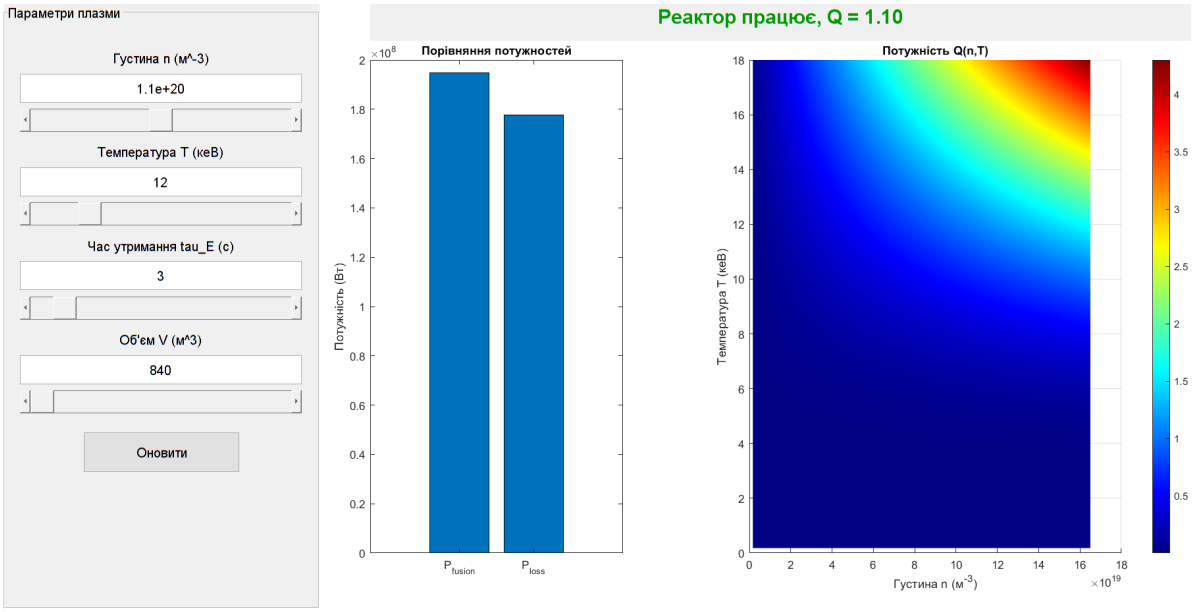

Рис. 5. Розрахунок потужності та коефіцієнта підсилення енергії термоядерного реактора при густині плазми 10^{20} м$^{-3}$, температурі плазмового шнура 12 кеВ, енергетичному часі утримання 3 с і об’ємі плазми 840 м^3 (що відповідає діапазону робочих параметрів ITER). Поверхня Q(n,T) встановлена на вісі T та n, що зображує можливість зручного аналізу відношення двох параметрів.

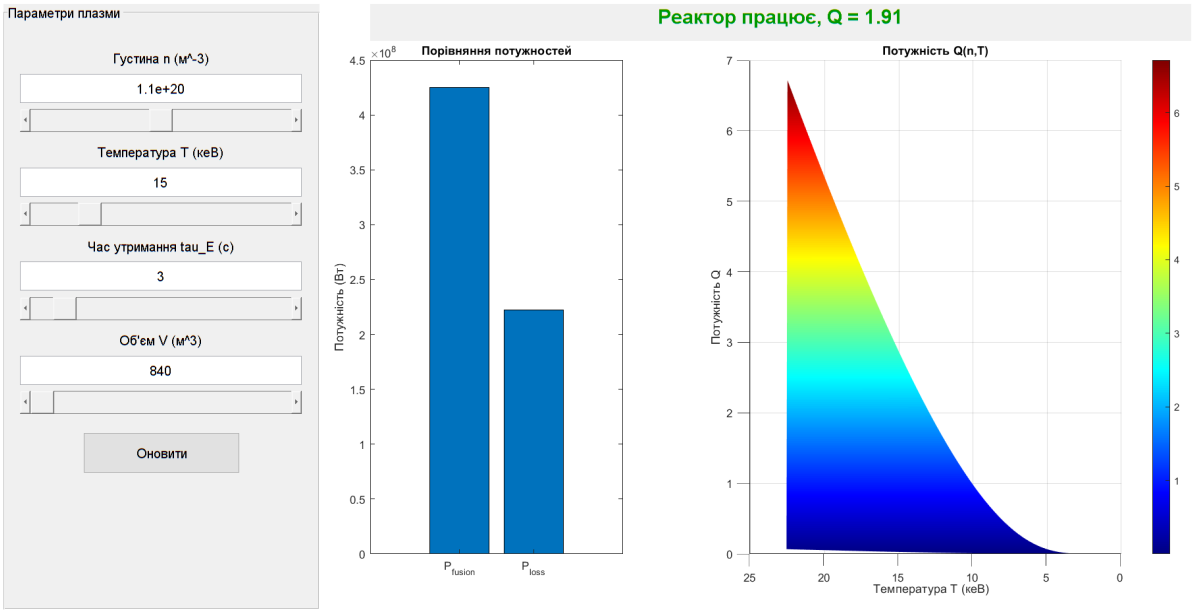

Рис. 6. Розрахунок потужності та коефіцієнта підсилення енергії термоядерного реактора при густині плазми 10^{20} м$^{-3}$, температурі плазмового шнура 15 кеВ, енергетичному часі утримання 3 с і об’ємі плазми 840 м^3 (що відповідає

діапазону робочих параметрів ITER). Поверхня Q(n,T) встановлена на вісі T та Q, що зображує можливість зручного аналізу відношення двох параметрів.

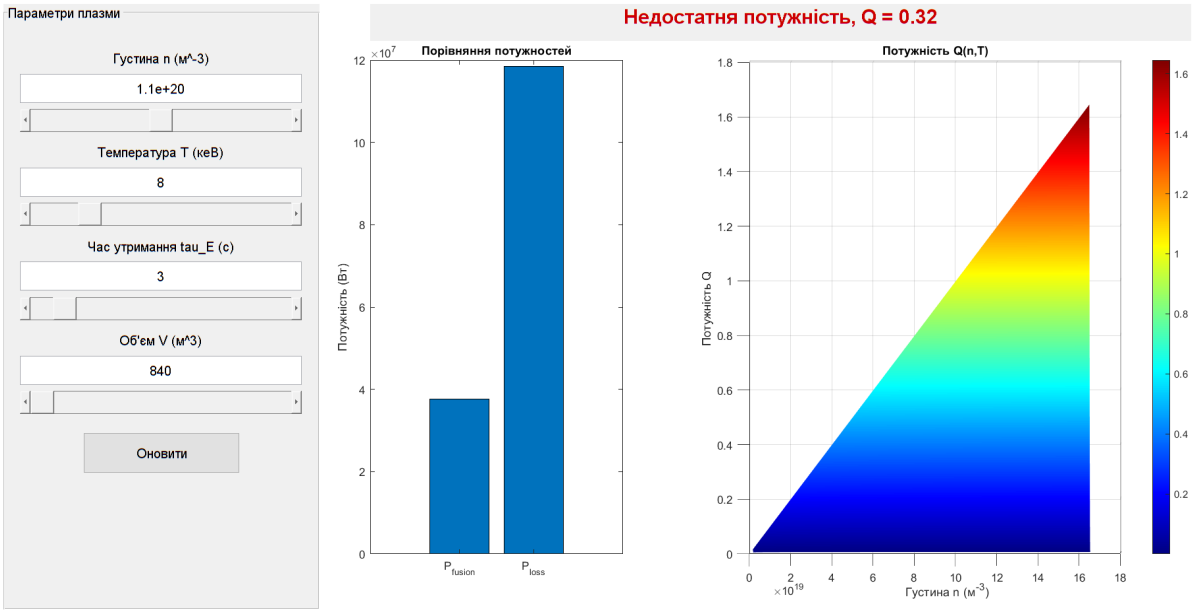

Рис. 7. Розрахунок потужності та коефіцієнта підсилення енергії термоядерного реактора при температурі плазмового шнура 8 кеВ, енергетичному часі утримання 3 с і об’ємі плазми 840 м^3 (що відповідає діапазону робочих параметрів ITER). Поверхня Q(n,T) встановлена на вісі Q та n, що зображує можливість зручного аналізу відношення двох параметрів.

Ці розрахунки є лише прикладом того, що можна розрахувати за допомогою створеною програми. Основною її перевагою є можливість візуалізувати основні параметри термоядерного реактору, що входять до критерію Лоусона, і для заданих геометричних параметрів реактора бачити, яка комбінація параметрів необхідна для позитивного виходу енергії реактора, що допомагає знайти оптимальний баланс параметрів для вигідного коефіцієнта ефективності термоядерного реактора.

ВИСНОВКИ

У виконаній кваліфікаційній роботі було успішно реалізовано поставлену мету - всебічно розглянути фізичні основи термоядерного синтезу, скласти спрощену аналітичну модель, а також отримати середовище для візуальних та аналітичних розрахунків параметрів плазми й енергетичного балансу, що дають змогу оцінити баланс параметрів, при яких можливе досягнення самопідтримуваного горіння у термоядерному реакторі.

По-перше, здійснено теоретичний аналіз актуального стану проблеми - з'ясовано, чому саме термоядерна енергія розглядається як перспективне екологічно чисте та високоефективне джерело майбутнього. Охарактеризовано зашальні фізичні механізми.

По-друге, на базі класичних формул та принципів було змодельовано поведінку плазми, виконано розрахунки густини реакційної потужності (для реакції D-T), часу утримання енергії, коефіцієнту підсилення Q, а також побудовано залежності між температурою, густиною плазми, часом утримання та вихідною енергією. Зокрема, виявлено, що лише при певному поєднанні цих параметрів, максимально високих температур, значній густині та тривалому утриманні, можливе досягнення енергетичного балансу, адекватного для самопідтримуваного синтезу. Отримані загальні значення корелюють із параметрами провідних проєктів (наприклад, реактора ITER), що засвідчує коректність обраної спрощеної моделі та реалістичність висновків.

По-третє результати роботи мають не лише теоретичну, але й практичну цінність: комп'ютерна програма, розроблена під час виконання даної кваліфікаційної роботи, може стати зручним інструментом для студентів при вивченні основних засад термоядерної енергетики і може слугувати візуальною та учбовою основою для теоретичного огляду, вивчення та перевірки працездатності теоретичних умов для термоядерних установок, а також для оцінки економічної й енергетичної ефективності майбутніх реакторів.

СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

1. IAEA: Annual Report 2023. https://www.iaea.org/sites/default/files/gc/gc68-2.pdf
2. N. Nakicenovic, J. M. Jefferson. Global Energy Perspectives to 2050 and Beyond (1995).
3. Francis F. Chen. An Indispensable Truth. How Fusion Power Can Save the Planet. Springer-Verlag, New York (2011).
4. E. Houghton. Climate Change 1995: The Science of Climate Change: Contribution of Working Group I to the Second Assessment Report of the Intergovernmental Panel on Climate Change (1996).
5. Radian Belu. Smart Grid Fundamentals: Energy Generation, Transmission and Distribution. CRC Press (2022).
6. IAEA: Nuclear power and sustainable development. Maintaining and increasing the overall assets available to future generations (2002).
7. G. McCracken, P. Stott. Fusion: The Energy of the Universe (2013).
8. Jeffrey P. Freidberg. Plasma Physics and Fusion Energy. Cambridge University Press (2007).
9. Michel Claessens. ITER: The Giant Fusion Reactor. Bringing a Sun to Earth. Springer, Copernicus Books (2023).
10. D.J. Ward The physics of DEMO // Plasma Phys. Control. Fusion, 52, 124033 (2010)
11. P.E. Stott. The feasibility of using D–3 He and D–D fusion fuels // Plasma Phys. Control. Fusion, 47, 1305 (2005).
12. T. J. Dolan. Magnetic Fusion Technology// Springer-Verlag London – 2013, c.810.
13. S. Entler, J. Horacek, T. Dlouhy, V. Dostal. Approximation of the Economy of Fusion Energy (2018).
14. Magnetic Fusion Energy. From Experiments to Power Plants. Edited by George H. Neilson. Elsevier, 2016.

15. W. Fundamenski. Power exhaust in fusion plasmas. Cambridge University Press (2010).
16. Massimo Zucchetti. Radioactive Waste Management of Fusion Power Plants. InTech (2012).
17. C. Bachmann, M. Siccinio, A. Ciula, P. Fanelli, G. Federici, L. Giannini, C. Luongo, P. Pereslavtsev, X. Sarasola, T. Steinbacher, H. Zohm. Re-design of EU DEMO with a Low Aspect Ratio (2024).
18. Jie Chen, Martin Bram, Jesus Gonzalez-Julia, Henning Zoz, Hans Ulrich Benz, Jens Huber, Gerald Pintsuk, Jan Willem Coenen, Christian Linsmeier. SMART Materials for DEMO: Towards Industrial Production (2024).
19. R.D. Hazeltine. The Framework Of Plasma Physics. CRC Press (2004).
20. S.P. Hirshman, D.J. Sigmar. Neoclassical Transport of Impurities in Tokamak Plasmas// Nuclear Fusion – 1981, c.1079-1201.
21. P. Helander, D.J. Sigmar. Collisional Transport in Magnetized Plasmas. Cambridge University Press, 2002.
22. F.L. Hinton, R.D. Hazeltine. Theory of plasma transport in toroidal confinement systems // Rev. Mod. Physics, 48, 239 (1976).
23. S.P. Hirshman, K.S. Chaing, W.I. van Rij, J.C.O. Beasley and E.S. Crume, Plasma Transport Coefficients for Nonsymmetric Toroidal Confinement Systems // Phys. Fluids, 29, 2951 (1986).
24. Jeffrey P. Freidberg. Ideal MHD. Cambridge University Press (2014).
25. C. Gormezano, A. Sips, T. Luce, S. Ide, A. Becoulet et. al. Chapter 6: Steady state operation // Nucl. Fusion, 47, S285 (2007)
26. T. Lunt et. al. and the ASDEX Upgrade team. Compact Radiative Divertor Experiments at ASDEX Upgrade and Their Consequences for a Reactor // Phys. Rev. Lett., 130, 145102 (2023).
27. B.J. Merrill, S.C. Jardin, M. Ulrickson, M. Bell. Dynamics and energy flow in a disrupting tokamak plasma.

28. P.C. Stangeby and G.M. McCracken. Plasma boundary phenomena in tokamaks (1990).
29. G. Federici, C.H. Skinner, J.N. Brooks, J.P. Coad, C. Grisolia, A.A. Haasz, A. Hassanein, V. Philipps, C.S. Pitcher, J. Roth. Plasma-material interactions in current tokamaks and their implications for next step fusion reactors (2001).
30. C.M. Braams, P.E. Stott. Nuclear fusion. Half a century of magnetic confinement fusion research (2002)
31. Felix Warmer et.al. Overview of European efforts and advances in Stellarator power plant studies // Fusion Engineering and Design, 202, 114386 (2024)
32. S. Entler, J. Horacek, O. Ficker, et al. Estimation of Fuel Operating Ranges of Fusion Power Plants (2023).
33. William J. Nuttall et. al. (Eds.) Commercialising Fusion Energy. How small businesses are transforming big science, IOP Publishing, Bristol, UK (2020).
34. Thomas J. Compact Fusion Reactor, CFR (2017).
35. J. P. Freidberg, F. J. Mangiarotti, J. Minervini. Designing a Tokamak Fusion Reactor — How Does Plasma Physics Fit In? (2015).