

МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ

Харківський національний університет імені В. Н. Каразіна

Навчально-науковий інститут комп'ютерної фізики та енергетики

Кафедра фізики нетрадиційних енерготехнологій та екології

## **ПОЯСНЮВАЛЬНА ЗАПИСКА**

до кваліфікаційної роботи

за освітньо-кваліфікаційним рівнем магістр

**на тему «Оцінка перспективності використання малих та середніх**

**термоядерних реакторів для енергетики України»**

Виконала: студентка 2 курсу  
магістратури, групи НФ-61  
Руднева Марія Костянтинівна

Спеціальність: 105 Прикладна фізика  
та наноматеріали

Освітня програма: Прикладна фізика  
нетрадиційної енергетики

Керівник: к.ф.-м.н. доцент  
Марущенко Ілля Миколайович

Харків – 2024

МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ

Харківський національний університет імені В. Н. Каразіна

Навчально-науковий інститут комп'ютерної фізики та енергетики

Кафедра фізики нетрадиційних енерготехнологій та екології

Рівень вищої освіти (освітньо-кваліфікаційний рівень) магістр

Спеціальність 105 «Прикладна фізика та наноматеріали»

ЗАТВЕРДЖУЮ

Завідувач кафедри

\_\_\_\_\_Олександр КУЛИК  
(підпис)

“ \_\_\_\_ ” \_\_\_\_\_ 2024 року

**ЗАВДАННЯ  
НА КВАЛІФІКАЦІЙНУ РОБОТУ**  
Руднєва Марія Костянтинівна

1. Тема роботи: «Оцінка перспективності використання малих і середніх термоядерних реакторів для енергетики України»

керівник роботи: Марущенко Ілля Миколайович, доцент

Затверджено наказом по університету від 27 вересня 2024 року № 4201-5/3081

1. Строк подання студентом роботи 29.11.2024 р.

2. Перелік питань, які потрібно розробити:

## 1. 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

## 2. Дата видачі завдання 27 вересня 2024 року

Студентка

\_\_\_\_\_ підпис

Марія Руднева

Керівник роботи

\_\_\_\_\_ підпис

Ілля Марущенко

## РЕФЕРАТ

Руднева Марія. «Оцінка перспективності використання малих і середніх термоядерних реакторів для енергетики України». Кваліфікаційна робота магістра з прикладної фізики. – Харківський національний університет імені В. Н. Каразіна - 49 с.

Кваліфікаційна робота складається з вступу, трьох розділів, висновку та переліку використаних джерел. Робота містить 7 рисунків, 21 використаних літературних джерел.

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

Мета дослідження: дослідити зв'язок між енергобалансом і вихідною потужністю магнітного термоядерного реактора з його геометричними розмірами.

Наукова новизна отриманих результатів: проведено оцінку мінімально можливих розмірів магнітного тороїдального термоядерного реактора середньої потужності.

**КЛЮЧОВІ СЛОВА:** термоядерна енергетика, токамак, енергобаланс, компактні термоядерні реактори

## ABSTRACT

Maria Rudneva. “Assessment of the prospects for the use of small and medium-sized thermonuclear reactors for the energy sector of Ukraine”. Master's thesis in Applied Physics - V. N. Karazin Kharkiv National University. - 49 p.

The qualification work consists of an introduction, three chapters and conclusions. The work contains 7 figures, 21 references.

The thesis consists of an introduction, three chapters, a conclusion and a list of references. The work contains 16 figures and 21 references.

Research object: a magnetic fusion reactor in steady-state operation.

The purpose of the research: to investigate the relationship between the energy balance and power output of a magnetic fusion reactor and its geometric dimensions.

Scientific novelty of the results: an assessment of the minimum possible dimensions of a medium-power magnetic toroidal thermonuclear reactor.

**KEYWORDS:** fusion energy, tokamak, energy balance, compact fusion reactors

## ЗМІСТ

<b><u>ВСТУП</u></b> .....	7
<b><u>РОЗДІЛ 1. НЕОБХІДНІСТЬ ТЕРМОЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ</u></b> .....	8
1.1 Сучасний стан енергетичної проблеми у світі .....	8
1.2 Ядерний синтез як джерело енергії .....	12
1.3 Технологічна реалізація контрольованої термоядерної реакції .....	16
1.4 Основний напрямок розвитку термоядерної програми .....	19
<b><u>РОЗДІЛ 2. НОВІ ПЕРСПЕКТИВНІ КОНЦЕПЦІЇ ДЛЯ ТЕРМОЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ</u></b> .....	22
2.1 Проблема проектування магнітного термоядерного реактор .....	22
2.2 Відкриття просунутих режимів магнітного утримання.....	25
2.3 Комерційні проекти малих термоядерних реакторів .....	27
<b><u>РОЗДІЛ 3. ЕНЕРГОБАЛАНС В ТОКАМАКАХ МАЛОГО І СЕРЕДНЬОГО РОЗМІРУ</u></b> .....	33
3.1. Розрахунок балансу потужності в термоядерному реакторі .....	33
3.2. Оцінка ефективності малих і середніх термоядерних реакторів .....	42
<b><u>ВИСНОВКИ</u></b> .....	47
<b><u>СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ</u></b> .....	48

## ВСТУП

Сучасний світ стикається з гострою енергетичною кризою, що зумовлена зростанням глобального споживання енергії, вичерпністю традиційних енергетичних ресурсів та негативними екологічними наслідками їх використання. Індустріалізація та збільшення чисельності населення підвищують попит на енергію, водночас викликаючи загрозливі зміни клімату, пов'язані з викидами парникових газів. У цьому контексті розробка екологічно чистих, стійких і практично невичерпних джерел енергії стає глобальним пріоритетом.

Термоядерна енергетика, заснована на реакціях злиття ядер легких елементів, таких як водень, є однією з найперспективніших технологій для розв'язання енергетичних проблем. Ядерний синтез пропонує значні переваги: відсутність великих викидів парникових газів, мінімальний радіоактивний вплив та можливість використання легкодоступних ізотопів дейтерію і тритію. Однак впровадження термоядерних реакторів пов'язане з рядом технічних викликів, таких як забезпечення стабільного утримання плазми, зменшення теплових навантажень на конструкційні матеріали та досягнення економічної ефективності.

Протягом останніх десятиліть значний прогрес у дослідженні термоядерного синтезу досягнуто завдяки впровадженню магнітних систем утримання плазми (токамаки, стеларатори), удосконаленню матеріалів для реакторів, розвитку високотемпературної надпровідності та інноваційним підходам до проектування малих і середніх термоядерних реакторів. Водночас зростає зацікавленість у комерціалізації компактних реакторів, які здатні забезпечити гнучкі та локалізовані рішення для різних енергетичних потреб.

У роботі розглянуто основні концепції проектування магнітних термоядерних реакторів, вдосконалені режими магнітного утримання плазми, а також вплив інженерних параметрів на ефективність реакторів. Особливу увагу приділено технологічним викликам, пов'язаним із забезпеченням балансу енергії в плазмі та мінімізацією теплових навантажень на конструкційні матеріали.

## РОЗДІЛ 1. НЕОБХІДНІСТЬ ТЕРМОЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ

### 1.1 Сучасний стан енергетичної проблеми у світі

Світ стикається з енергетичною проблемою: зростання чисельності населення планети вимагає збільшення глобального виробництва енергії для забезпечення комфортного рівня життя та підтримки темпів технологічного прогресу. Водночас необхідно мінімізувати використання викопних енергоресурсів, які досі займають провідне місце у світовому енергетичному балансі [14]. За останнє десятиліття глобальне потепління досягло критичного рівня, що стало наслідком численних факторів, зокрема зростання викидів вуглекислого газу ( $\text{CO}_2$ ). Багато науковців вважають, що саме збільшення викидів  $\text{CO}_2$  має вирішальний вплив на глобальне потепління та загальну кліматичну нестабільність [1]. Зокрема, починаючи з 1990 року, дослідження показали тісний зв'язок між зміною клімату та процесами забруднення навколишнього середовища, а також урбанізацією, яка супроводжує індустріальний розвиток. Спалювання викопних видів палива є основною причиною зростання викидів  $\text{CO}_2$ , адже цей процес значно підвищує концентрацію парникових газів у атмосфері, що викликає підвищення середньої температури на планеті та зміни кліматичних умов.

Одним із найбільших чинників, які сприяють зростанню викидів  $\text{CO}_2$ , є глобальне споживання енергії. За останні десятиліття глобальне споживання енергії збільшилось експоненціально, зростаючи з 8 588,9 мільйонів тонн нафтового еквівалента (Mtoe) у 1995 році до 13 147,3 Mtoe у 2015 році. В останні роки загальне споживання первинної енергії, майже 80% якого припадає на викопні палива, спричиняє постійне збільшення викидів  $\text{CO}_2$  в атмосферу, що, у свою чергу, стимулює зміни клімату.

Для боротьби з цією проблемою необхідним є енергетичний перехід до моделей з низькими викидами вуглецю, зокрема через використання чистих джерел енергії, таких як сонячна енергія, вітер і біоенергетика. Такий перехід дозволяє не тільки скоротити викиди  $\text{CO}_2$ , але й одночасно не стримувати економічне зростання, що є критично важливим для розвитку країн, що розвиваються, зокрема України.

Енергетичний перехід до «зеленої» енергетики має стати ключовою стратегією боротьби з глобальним потеплінням і забезпеченням сталого розвитку на планеті [15].

Перехід до зеленої енергії передбачає зміну систем виробництва та споживання енергії на основі викопного палива до відновлюваних джерел енергії, таких як вітер, сонце, гідроенергія та біоенергетика. Це вимагає фундаментального перегляду існуючих виробничих та споживчих моделей, щоб зменшити викиди CO<sub>2</sub> і покращити екологічну стійкість. Дослідження показують, що використання відновлювальних природних ресурсів для виробництва енергії, таких як вітер, сонце, вода та біоенергетика, дозволяє значно зменшити викиди CO<sub>2</sub> і сприяє покращенню екологічної стійкості. Водночас, перехід від викопних видів палива до відновлюваних джерел енергії дозволяє знижувати рівень забруднення навколишнього середовища та зменшувати негативний вплив на клімат.

Інновації в галузі зелених технологій є важливим чинником, який може значно знизити довгострокові витрати на скорочення викидів. Вони сприяють досягненню вуглецевої нейтральності та розвитку соціально-економічних систем, що базуються на сталих та ефективних технологіях. Зелені технології допомагають зберігати ресурси, запобігати забрудненню навколишнього середовища, а також сприяють переробці сировини та відходів. Перехід до таких технологій є ключовим для зменшення викидів CO<sub>2</sub> і досягнення сталого розвитку на планеті.

Сьогодні загальний обсяг енергії, що використовується людством, складає лише 0,3% від енергії фотосинтезу, що забезпечує життя на Землі. Це може здатися малим, але важливішим є не абсолютний рівень енергоспоживання, а його швидкість зростання. З кожним роком зростає кількість людей на планеті, що призводить до збільшення попиту на енергію. Тому саме швидкість цього зростання стане визначальним чинником, який впливатиме на екологічні наслідки в майбутньому.

У минулому столітті темпи зростання глобального енергоспоживання мали яскраво виражений експоненціальний характер. Так, за останнє століття обсяг споживаної енергії зріс майже в 17 разів, від 1 мільярда тонн палива наприкінці XIX століття до 16,5 мільярдів тонн у 2006 році. Це свідчить про значний прогрес у використанні енергетичних ресурсів, а також про високий попит на енергію, що виник

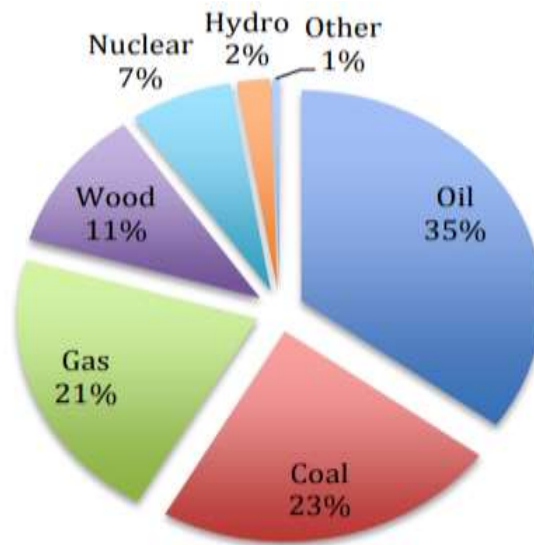
через індустріалізацію, зростання населення і розвиток новітніх технологій. Однак таке швидке зростання споживання енергії супроводжується зростанням викидів парникових газів, що має серйозні наслідки для клімату, зокрема через зміни теплового балансу планети.

Відповідно до цих трендів, важливим завданням стає пошук нових, більш сталих джерел енергії. Споживання викопного палива вже не може розглядатися як прийнятна стратегія, оскільки вона призводить до серйозних екологічних наслідків. Тому вкрай важливо переходити до відновлювальних джерел енергії, таких як сонце, вітер, гідроенергія і ядерна енергетика нового покоління [16]. Водночас особливу увагу варто приділяти розробці та впровадженню таких джерел енергії, які не залежать від погодних умов і здатні забезпечити безперебійну подачу електричної енергії в заданому обсязі. Адже традиційні відновлювальні джерела, такі як сонце та вітер, мають певні обмеження через свою залежність від погодних умов, що робить їх менш надійними для забезпечення стабільної енергопостачання. Тому критично важливо впроваджувати нові технології, здатні забезпечити стійкість енергетичних систем, зокрема термоядерні реактори та інші інноваційні рішення, що дозволяють досягти постійної, стабільної і незалежної від погоди подачі енергії.

У світлі сучасних викликів, енергетичний перехід до більш сталих джерел енергії стає не просто технічним, а й необхідним кроком для забезпечення стабільності клімату і сталого розвитку на планеті. Залежність від викопних видів палива повинна бути замінена на більш чисті і безпечні джерела енергії, що гарантує не тільки екологічну стійкість, але й економічну вигоду на довгострокову перспективу. У світлі сучасних викликів, енергетичний перехід до більш сталих джерел енергії стає не просто технічним, а й необхідним кроком для забезпечення стабільності клімату і сталого розвитку на планеті. Залежність від викопних видів палива повинна бути замінена на більш чисті і безпечні джерела енергії, що гарантує не тільки екологічну стійкість, але й економічну вигоду на довгострокову перспективу.

У сучасному світі енергоспоживання у країнах, що розвиваються, значно відстає від рівня промислово розвинених держав — кожна людина в таких країнах

споживає лише близько однієї шостої частини від їх обсягу енергоспоживання (табл. 1). Крім того, приблизно 2 мільярди людей, що складає третину населення планети, взагалі не мають доступу до електроенергії [2]. Історично розвиток вугільної промисловості в Європі та Америці став поштовхом до початку промислової революції. Пройшло понад двісті років, і сьогодні наш спосіб життя базується переважно на використанні викопного палива. На вугілля, нафту та природний газ припадає 80% світового енергоспоживання, як це відображено на малюнку 2.



*Рисунок 1 Світове енергоспоживання у 2001 році, включаючи первинну енергію для генерації електроенергії. Сектор «Деревина» охоплює відновлювані горючі ресурси та відходи, а «Інше» — геотермальну, сонячну та вітрову енергію.*

Нафта залишається головним джерелом електроенергії, однак її та інших викопних ресурсів, зокрема газу, недостатньо для задоволення довгострокових потреб людства. Проблема полягає у тому, що запаси викопного палива обмежені, а сучасні темпи його споживання значно перевищують здатність природи до регенерації. Це ставить питання про необхідність пошуку альтернативних джерел енергії, здатних забезпечити стабільне майбутнє.

Світове енергоспоживання і населення зросли за останні сто років безпрецедентно швидко. За цей період енергоспоживання збільшилося більш ніж у десять разів, переважно у промислово розвинених країнах, тоді як основне зростання населення відбулося в країнах, що розвиваються. Історично для досягнення населення

в 1 мільярд знадобилося тисячі років (з льодовикового максимуму до 1820 року), тоді як лише за століття воно подвоїлося до 2 мільярдів (1925 рік), а потім лише за 75 років потроїлося до 6 мільярдів. Якщо великі катастрофи не втрутяться, до 2025 року населення сягне 8 мільярдів, а до кінця XXI століття може досягти 10-12 мільярдів [3].

Згідно з даними (Nakicenovic & Jefferson), до 1995 року цифри базуються на фактичних даних, а подальші прогнози до 2100 року враховують різні сценарії. Якщо економічне зростання буде стрімким і енергоспоживання залишиться неконтрольованим, попит на енергію у 2100 році може зрости вчетверо [3]. За більш консервативним сценарієм, що передбачає екологічні обмеження та помірне зростання економіки, енергетичний попит подвоїться порівняно із сьогоднішнім.

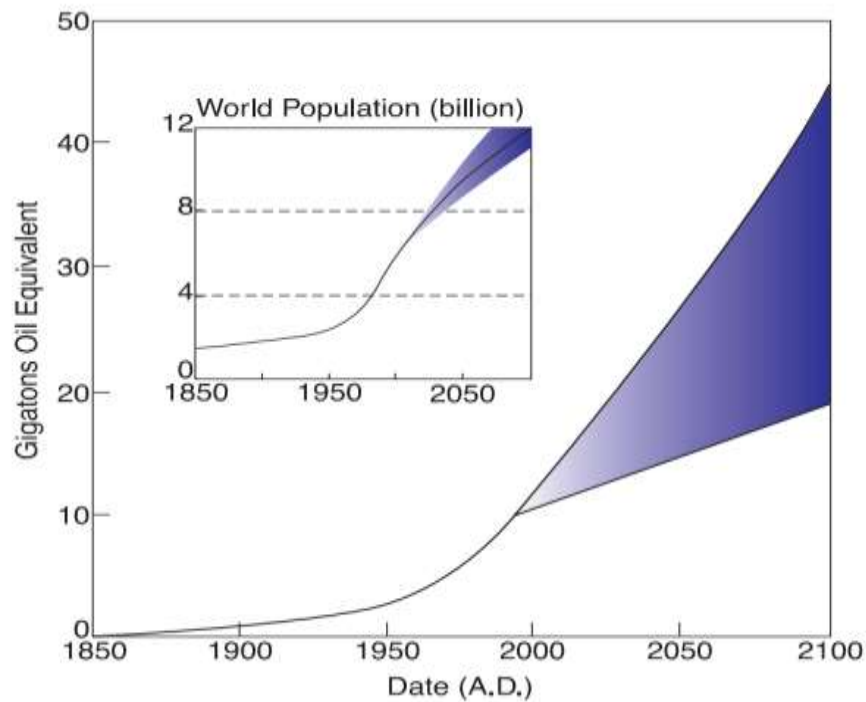


Рисунок 2 Світове споживання первинної енергії до 1995 року з прогнозами зростання до 2100 року.

## 1.2 Ядерний синтез як джерело енергії

Ядерний синтез — це процес, який лежить в основі енергетичних процесів у центрі зірок, включаючи наше Сонце. Зірки в основному складаються з водню, найпростішого та найбільш поширеного елемента у Всесвіті, що виник під час Великого вибуху. У надрах зірок величезні температури та тиск змушують атоми

водню зливатися, утворюючи гелій та виділяючи величезну кількість енергії, відому як енергія синтезу.

На Сонці цей процес реалізується через протон-протонний цикл. Спочатку відбувається злиття двох протонів з утворенням дейтерію. Далі дейтерій зливається з іншим протоном, утворюючи гелій-3. Два ядра гелію-3 об'єднуються, утворюючи стабільне ядро гелію-4 і виділяючи два протони. Ці реакції супроводжуються випромінюванням нейтрино, позитронів та гамма-променів, які є джерелом енергії, що випромінюється зіркою.

Відтворення умов, які панують у центрі Сонця, на Землі — складне завдання, яке займає науковців уже кілька десятиліть. Хоча неконтрольований ядерний синтез у вигляді термоядерної зброї (наприклад, водневої бомби) був досягнутий ще у ХХ столітті, контрольоване використання цього процесу для виробництва електроенергії залишається викликом. Основними методами дослідження є магнітне та інерційне утримання плазми.

Магнітне утримання застосовується у пристроях типу токамаків, які використовують магнітні поля для утримання гарячої плазми. Інерційне утримання передбачає використання потужних лазерів або інших імпульсних джерел енергії для швидкого стиснення та нагрівання палива до умов, необхідних для реакції.

Науковці прагнуть досягти самопідтримуваного ядерного синтезу, при якому енергія, що виділяється, перевищує витрати на підтримку реакції. Для цього необхідно задовольнити критерій Лоусона, що визначає, скільки часу та з якою щільністю плазма повинна утримуватися, щоб стати джерелом енергії.

Термоядерний синтез, якщо його вдасться реалізувати на практиці, обіцяє стати екологічно чистим, потужним джерелом енергії, що забезпечить людство величезними запасами енергії без шкідливих викидів та з низьким ризиком радіоактивного забруднення.

Паливний цикл Сонця, відомий як протон-протонний ланцюг, є ключовим процесом, що забезпечує його енергію. У цьому циклі водень, основний елемент, поступово перетворюється на гелій через послідовність термоядерних реакцій. Починається все зі злиття двох протонів, що утворює дейтерій та супроводжується виділенням позитронів і нейтрино. Далі дейтерій зливається з протоном, утворюючи гелій-3. Зрештою, два ядра гелію-3 об'єднуються, утворюючи гелій-4 і повертаючи два протони назад у цикл. Цей процес підтримується високою температурою та тиском у ядрі Сонця, де температура сягає понад 15 мільйонів Кельвінів, а тиск у мільйони разів перевищує атмосферний.

Гравітаційне утримання є ще одним ключовим фактором, що забезпечує сталість термоядерних процесів у зірках. Завдяки гравітаційному стисненню маса Сонця створює колосальний тиск у його ядрі, що утримує плазму в стабільному стані та не дозволяє їй розширюватися. Це утримання дозволяє атомам наблизитися досить близько, щоб подолати електростатичні сили відштовхування та злитися.

Спроби відтворити контрольовану термоядерну реакцію на Землі стикаються з величезними технічними викликами. У той час як неконтрольований термоядерний синтез, як у випадку створення термоядерної зброї (водневої бомби), був досягнутий ще в середині ХХ століття, контроль над процесом для виробництва електроенергії виявився набагато складнішим. Головні методи досягнення цього включають магнітне та інерційне утримання.

Магнітне утримання використовується в установках типу токамаків і стелараторів. Вони створюють потужні магнітні поля, що утримують плазму, запобігаючи її розсіюванню та охолодженню. Це необхідно, оскільки плазма для термоядерної реакції повинна бути нагріта до температур близько 100 мільйонів градусів, щоб відбувалося злиття ядер дейтерію та тритію.

Інерційне утримання застосовується в лазерних системах, таких як Національна лабораторія ім. Лоуренса в Ліверморі (NIF). У цьому підході паливна капсула

стискається потужними імпульсами лазера, що призводить до швидкого підвищення температури та тиску, необхідних для початку реакції синтезу.

В обох підходах дослідження спрямовані на досягнення стану "запалювання", коли енергія, що виділяється в реакції, достатня для підтримання температури плазми, незважаючи на втрати. Попри те, що такі експерименти потребують великих зусиль і інвестицій, їх потенційний успіх відкриває шлях до отримання практично необмеженої, чистої та безпечної енергії.

Реактор ядерного синтезу здатний генерувати до 2 ГВт енергії за рахунок злиття дейтерію і тритію, причому близько 20% цієї енергії передається плазмі через заряджені альфа-частинки.

Енергія, що зосереджена в заряджених частинках, надійно утримується магнітним полем, але в кінцевому підсумку концентрується на внутрішніх стінках реактора в невеликій зоні. Навіть оптимізовані для високих теплових потоків дивертори не здатні витримати такі концентровані потоки енергії без спеціальних заходів. Це створює серйозний виклик для управління енергетичними потоками в реакторі. Нещодавно розроблена концепція компактного радіаційного дивертора (CRD) дозволяє вирішити цю проблему. Вона базується на використанні радіатора в точці X (XPR), який створює холодну та щільну плазму з високою здатністю до радіаційного розсіювання теплової енергії. Такий підхід дозволяє "від'єднати" плазму від мішені, зводячи потік заряджених частинок майже до нуля [9]. Дослідження показують, що в режимі CRD плазма утримує значно менші потоки тепла на матеріалах мішені, що робить конструкцію більш економічною та знижує ризики пошкоджень. Ця концепція також має переваги для великих реакторів, таких як проєкт DEMO, зокрема у підвищенні стабільності та зменшенні механічних навантажень на магнітні котушки. Технологія CRD пропонує перспективний шлях до створення більш ефективних і економічно вигідних реакторів ядерного синтезу, зменшуючи вимоги до складності конструкцій і водночас покращуючи утилізацію енергії.

---

### 1.3 Технологічна реалізація контрольованої термоядерної реакції

У дослідженнях керуваного ядерного синтезу, які спрямовані на отримання ефективної енергії, токамаки та стеларатори стали провідними рішеннями для реалізації термоядерного синтезу з магнітним утриманням плазми. Протягом останніх 60 років токамаки стали предметом інтенсивних досліджень у численних лабораторіях по всьому світу. Серед їхніх досягнень — старт проекту ITER, найзначнішого токамака, спроектованого для тестування термоядерних реакцій на основі палаючої дейтерій-тритієвої плазми. Тим часом, стеларатори також демонструють значний прогрес, хоча дослідження у цій галузі відстають внаслідок технічних складнощів.

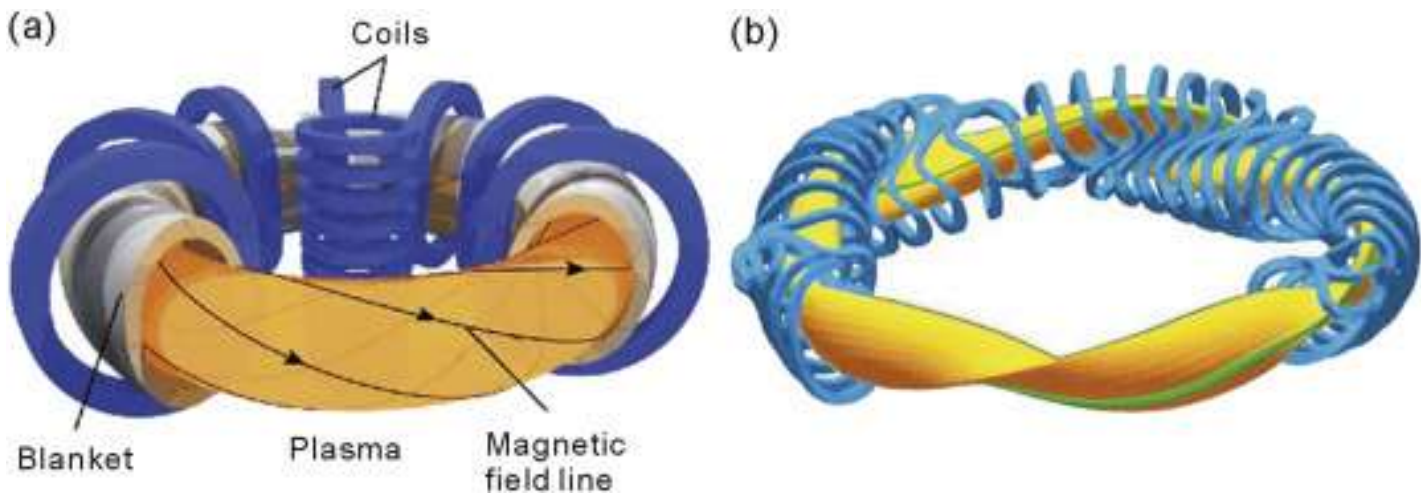


Рис 3 [12] Схеми магнітно обмеженої плазми представлені в (а) токамаках і (б) конфігураціях стелларатора. У токамаку обертальне перетворення гвинтового магнітного поля виникає завдяки тороїдальному полю, яке генерується зовнішніми котушками, у поєднанні з полоїдальним полем, що створюється струмом плазми. У стеллараторі ж поле скручування забезпечується повністю зовнішніми неосесиметричними котушками.

Фізичні властивості стеллараторів досі остаточно не вивчені, але багато ключових концепцій у фізиці магнітного утримання виникли з їхнього дослідження. Наприклад, недавні успішні експерименти на Wendelstein 7-X у Німеччині свідчать про важливі досягнення у напрямку створення термоядерних реакторів на основі стеллараторів [4]. Обидва типи пристроїв мають свої переваги та недоліки, які впливають на їхню

здатність утримувати плазму.

У цій роботі ми розглянемо магнітні конфігурації, магнітогідродинамічні (МГД) нестабільності, обмеження в роботі, а також аспекти неокласичного та турбулентного транспорту та утримання плазми у токамаках і стелараторах. Плазма в тороїдальних системах утримується магнітним полем, яке досягає рівноваги між тиском плазми і магнітними силами. Для цього необхідно створити обертове магнітне поле, яке запобігає механізму дрейфу частинок до стінок.

Серед методів генерації поля для токамаків та стелараторів виокремлюють три основних способи: створення полоїдального поля, обертання потоку навколо тора та формування неплоскої магнітної осі. Токамаки зазвичай покладаються на перший варіант, тоді як стеларатори використовують другий і третій. Хоча токамаки є осесиметричними й мають переваги в утриманні плазми, їхній принцип роботи ускладнюється нестабільностями, викликаними током. Стеларатори, навпаки, функціонують без струму, проте їхня природа може призводити до підвищеного неокласичного транспорту.

Також важливо зауважити, що у термоядерних програмах основна увага зосереджена на D-T реакції, що несе в собі виклики, пов'язані з нейтронами, пошуком матеріалів для першої стінки та виробництвом трітїю всередині реактора[21]. Додатково слід розглянути переваги диверторів над ліміторами, надпровідні котушки й інші технологічні моменти, які впливають на успішність реалізації цих проектів.

Технологічна реалізація контрольованої термоядерної реакції має на меті використання енергії, що утворюється при злитті ядер легких елементів, таких як ізотопи водню. Основним методом утримання плазми є використання сильних магнітних полів, що дозволяють створити так звану "магнітну пастку" або магнітне утримання, де плазма може залишатися стабільною протягом тривалого часу для досягнення необхідних умов для термоядерного синтезу [12].

Токамак — одна з найрозповсюдженіших конструкцій для утримання плазми. Він являє собою тороїдальну камеру, оточену магнітними котушками, що створюють потужне магнітне поле. Це поле утримує плазму від контакту зі стінками реактора, де температура може досягати десятків і навіть сотень мільйонів градусів Цельсія.

Основний принцип роботи токамака полягає у створенні потоку струму всередині плазми, який, у свою чергу, генерує полоїдальне магнітне поле. Це поєднання зовнішнього тороїдального та внутрішнього полоїдального полів формує спіральну структуру магнітних ліній, яка утримує заряджені частинки.

Однак токамаки стикаються з рядом викликів. Однією з найбільших проблем є нагрів плазми до температур, достатніх для ініціації реакції злиття. Це потребує значних енерговитрат та застосування спеціальних технологій, таких як інжекція нейтрального пучка та радіочастотне нагрівання. Крім того, утримання плазми в стабільному стані є складним завданням через тенденцію до нестабільностей, таких як пилоутворення та плазмові збурення.

Стелератори є альтернативою токамакам. Їх основна перевага полягає в тому, що полоїдальне магнітне поле генерується зовнішніми котушками, а не струмом у плазмі, що дозволяє уникнути значних струмів, які можуть призводити до небажаних плазмових нестабільностей [20]. Завдяки цьому стеларатори є більш придатними для роботи в стабільному режимі і теоретично можуть функціонувати в безперервному режимі, що робить їх потенційно більш ефективними для майбутніх реакторів. Проте складна конструкція зовнішніх магнітних котушок є технологічним викликом, оскільки вона вимагає високоточної інженерії та використання надпровідних матеріалів.

Фокус більшості сучасних термоядерних програм лежить на реакції злиття дейтерію (D) та тритію (T). Ця реакція є відносно легкою для ініціації, оскільки має найвищу реактивність при відносно низьких температурах (приблизно 50 кеВ). Проблемою D-T реакції є утворення високоенергетичних нейтронів, що не тільки вносять значні радіаційні навантаження на конструкційні матеріали, але й створюють труднощі у виборі матеріалів для першої стінки камери. Ці нейтрони спричиняють радіоактивність і деградацію матеріалів, тому розробка стійких до нейтронного бомбардування сплавів є важливим напрямом досліджень.

Щоб підтримувати реакцію злиття, тритій необхідно відтворювати прямо в реакторі за допомогою спеціальних бланкетів з літієм. Нейтрони, що утворюються під час реакції, взаємодіють з літієм, виробляючи тритій, який потім можна

використовувати як паливо. Це замкнене паливне коло має вирішальне значення для підтримання роботи термоядерної електростанції.

Дивертори є ще одним ключовим елементом конструкції токамаків. Вони використовуються для відведення зайвих частинок та тепла з плазми, що допомагає запобігти перегріву і пошкодженню стінок камери. На відміну від лімітаторів, що обмежують плазму механічно, дивертори мають перевагу у тому, що дозволяють краще контролювати профіль плазми та підтримувати стабільність роботи реактора.

Ще однією важливою технологією є використання надпровідних котушок, які створюють магнітні поля з низькими втратами енергії, що дозволяє тривалий час утримувати плазму без надмірного енергоспоживання. Використання надпровідників значно підвищує ефективність термоядерних установок і є необхідним для майбутніх комерційних реакторів.

#### **1.4 Основний напрямок розвитку термоядерної програми**

Великі токамаки мають значні переваги, які роблять їх перспективними для використання у процесі термоядерного синтезу. Однією з ключових переваг є співвідношення між об'ємом плазми та площею поверхні, що контактує з матеріалом камери. Із зростанням габаритів токамака об'єм плазми збільшується швидше, ніж площа її поверхні. Це суттєво покращує енергетичний баланс між виробленою енергією та втратами, які відбуваються через теплопровідність та випромінювання. Таким чином, більший об'єм плазми дозволяє отримувати більше енергії при меншій кількості втрат, що підвищує ефективність установки.

Розвиток токамаків історично зосереджувався на великих установках, таких як JET (Joint European Torus) та ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor). Основною причиною цього вибору є прагнення досягти умов, які відповідають критерію Лоусона. Цей критерій є фундаментальним показником для оцінки можливості термоядерного синтезу, оскільки він визначає мінімальні вимоги, при яких реакція починає виробляти більше енергії, ніж витрачається на її підтримання.

Критерій Лоусона виражається як добуток концентрації частинок плазми  $n$  та

часу енергетичного утримання  $\tau_E$ , який має перевищувати певне значення, щоб підтримувати реакцію:

$$n\tau_E \geq \frac{E}{\langle \delta v \rangle}$$

де  $\langle \delta v \rangle$  – середнє значення реакційного перерізу на швидкість, яке залежить від температури плазми. У токамаках важливо досягти високих значень  $n\tau_E$  для стабільного утримання плазми та забезпечення самопідтримуваної реакції синтезу. Збільшення розмірів установки дозволяє досягти більш високих значень цього показника, що значно наближає до досягнення умов, необхідних для стійкого термоядерного синтезу [7].

У середині ХХ століття почалися активні дослідження з метою побудови ефективних термоядерних реакторів. Одними з перших великих проєктів стали JET (Joint European Torus), TFTR (Tokamak Fusion Test Reactor), та японський JT-60. Ці проєкти стали основою для розробки майбутніх систем і підтвердили доцільність використання токамаків як основної конструкції для термоядерних реакторів.

Такі установки, як ITER, є прикладом прагнення людства реалізувати комерційно вигідний термоядерний синтез. ITER є найбільшим у світі токамаком, і його метою є демонстрація, що можливо підтримувати реакцію, яка виробляє в 10 разів більше енергії, ніж витрачається на її запуск. Успіх такого проєкту має величезне значення, оскільки він доведе можливість створення стабільного джерела енергії з мінімальним впливом на навколишнє середовище та значно меншими відходами, ніж традиційні ядерні реактори.

Успіх розробки токамаків та технологій термоядерного синтезу може призвести до створення стійкої та безпечної альтернативи традиційним джерелам енергії, що стане важливим кроком у боротьбі зі зміною клімату та зменшенні залежності від обмежених природних ресурсів. Однак цей шлях пов'язаний із багатьма технологічними та фінансовими викликами. Потрібні інвестиції в дослідницькі програми, розробку нових матеріалів, здатних витримувати екстремальні умови, та вдосконалення технологій діагностики та управління плазмою.

Поштовхом до розвитку цієї сфери є перспективи отримання практично

невичерпного джерела енергії, оскільки паливом для термоядерного синтезу служать водень і його ізотопи, такі як дейтерій та тритій, які можна видобувати з води та літію. До того ж, продукти реакції, в основному, є безпечним гелієм, а ризик ядерних аварій значно знижений порівняно з традиційними реакторами на основі поділу ядер.

## РОЗДІЛ 2. НОВІ ПЕРСПЕКТИВНІ КОНЦЕПЦІЇ ДЛЯ ТЕРМОЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ

### 2.1 Проблема проектування магнітного термоядерного реактора

Вивчаючи розробки оптимального дизайну для EU DEMO [10]— токамака, який повинен забезпечити термоядерну потужність 2 ГВт із тривалістю імпульсів щонайменше 2 години. У ньому представлено критичний аналіз ключових технічних рішень, таких як магнітне поле, конструкція центрального соленоїда (CS), тороїдальні магніти (TF), тритієвий бланкет (BB) та вакуумна камера (VV).

У розробці конструкції токамака, як правило, основна мета полягає у досягненні максимально компактної конфігурації компонентів машини та плазми при заданих параметрах продуктивності. Для проєкту EU DEMO була виконана комплексна системна оцінка розмірів токамака, яка враховувала ключові параметри, зокрема радіус, магнітне поле, час імпульсу і термоядерну потужність.

Основні параметри та обмеження проєкту EU DEMO:

Для забезпечення потужності термоядерного синтезу 2 ГВт із тривалістю імпульсу 2 години, радіус токамака  $R_0$  до її малих радіусів  $\alpha$  має бути більшим за 8 м. Скорочення тривалості імпульсу до 1 години дозволяє зменшити цей радіус на приблизно 0,4 м, тоді як зменшення потужності до 760 МВт — ще на 0,4 м.

Розглянемо вплив співвідношення аспекту  $A$  — це відношення основного радіуса плазми  $R_0$  до її малих радіусів  $\alpha$ . Важливі залежності були встановлені під час дослідження.

Магнітне поле  $B_0$  до її малих радіусів  $\alpha$  є майже лінійно залежним від  $A$ , згідно з формулою:

$$B_0 = k \cdot A$$

де  $k$  — коефіцієнт пропорційності, визначений експериментально.

При низькому  $A$  плазма забезпечує кращу продуктивність при менших магнітних полях та має більшу природну видовженість. Однак, зменшення  $A$  до значень нижче  $\sim 2.6$  створює обмеження через недостатній простір для розміщення центрального соленоїда (CS), обертових магнітів (TF), вакуумної камери (VV) та бланкету для тритію (BB).

Теплові навантаження на дивертор збільшуються зі зростанням магнітного поля і є критичним фактором для вибору параметрів машини. Використана формула розподілу теплових навантажень:

$$Q_{\text{target,attached}} \propto \frac{P_{SEP}}{2\pi R \lambda_q}$$

де  $P_{SEP}$  — потужність, яка перетинає сепаратрису, а  $\lambda_q$  — ширина теплового потоку в шарі, що відривається.

Розвиток сценаріїв із покращеним утриманням плазми може суттєво зменшити розміри токамака. Однак, досягнення автономного струму  $f_{BS}$  вище 50% наразі є складним завданням, оскільки граничне значення  $\beta_N$ , визначена формулою:

$$\beta_N = \frac{p}{B^2 \cdot \mu_0}$$

не може перевищувати критичних значень через ризик магнітогідродинамічної нестабільності.

Простір на внутрішній стороні є основним фактором, що обмежує зменшення  $A$ . Формула для визначення радіальної товщини центрального соленоїда виглядає так:

$$t = \frac{\Psi_{preMag}}{\pi B_T R_T^2 \left(1 - \frac{t}{R_T} + \frac{t^2}{3R_T^2}\right)}$$

де  $\Psi_{preMag}$  — передмагнітний потік,  $R_T$  — середній радіус соленоїда, а  $B_T$  — магнітне поле в його серцевині.

Найбільший потенціал для зменшення розмірів EU DEMO лежить у наступних аспектах:

- Розробка плазмових сценаріїв з покращеним утриманням.
- Впровадження матеріалів із вищою циклічною міцністю для магнітів.
- Застосування більш компактних конструкцій для тритієвого blanketsу.

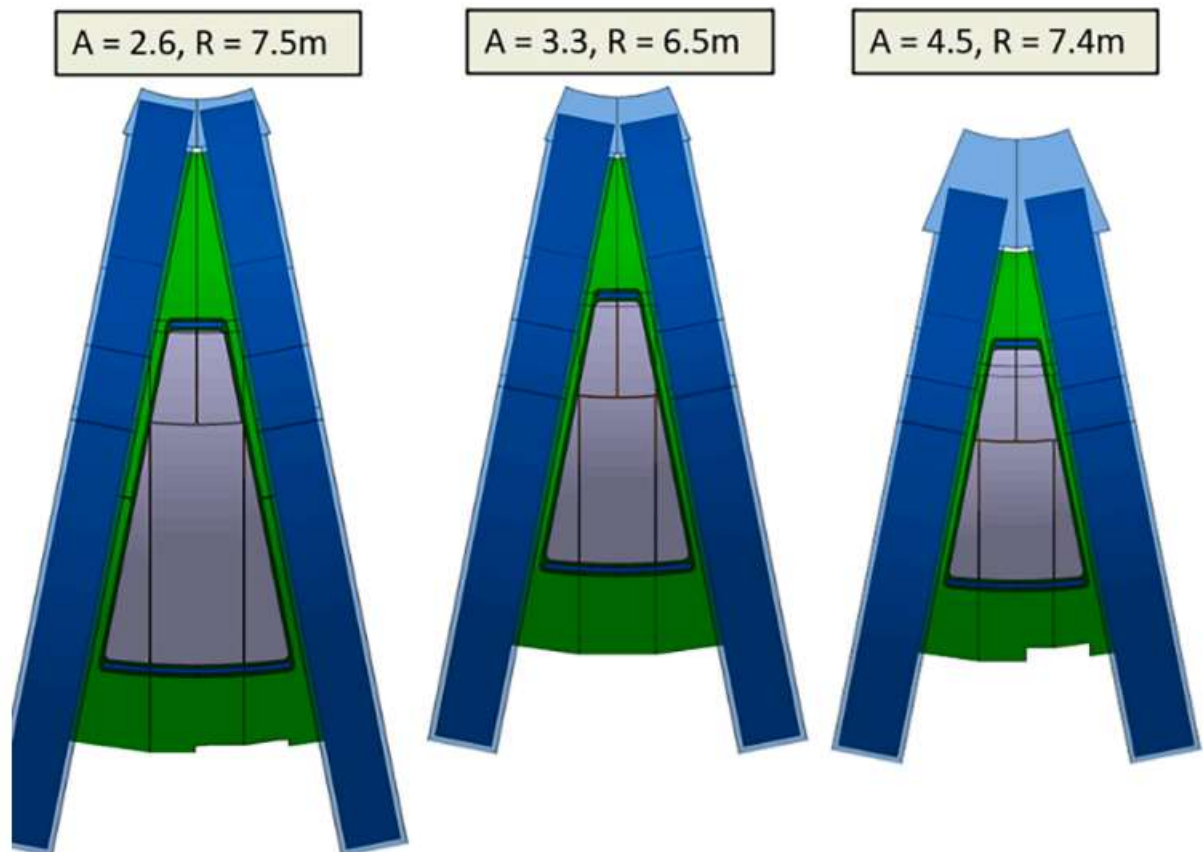


рис. 4 [10] Вертикальний вид зверху на один верхній порт VV (зелений) між двома котушками TF (синій). Доступні частини задньої сторони ковдри (сірі) масштабуються приблизно відповідно до розміру верхнього порту в трьох відображених конфігураціях токамака з різними співвідношеннями сторін. Примітка: абсолютний розмір цих машин токамаків є більш компактним порівняно з тим, що показано на рис. 2. Тим не менш, геометричні залежності актуальні.

Отже, оптимальний вибір аспектного співвідношення для EU DEMO знаходиться в діапазоні

$$A \approx 2.6 - 3.0$$

Вибір параметрів має базуватися на компромісі між компактністю машини, навантаженнями на дивертор і конструктивними обмеженнями магнітної системи.

## 2.2 Відкриття удосконалених режимів магнітного утримання

Термоядерний синтез залишається однією з найважливіших цілей людства в боротьбі за створення чистих та невичерпних джерел енергії. "Використання термоядерного синтезу як чистого та невичерпного джерела енергії є однією з найбільших амбіцій людства. Термоядерний реактор, за прогнозами, повинен генерувати близько 2 ГВт потужності шляхом злиття дейтерію та тритію." П'ята частина цієї потужності переноситься у плазмі альфа-частинками, які взаємодіють з магнітним полем і спрямовуються до краю реактора, де знаходиться дивертор — спеціальна ділянка стінок вакуумної камери, що приймає основне теплове навантаження.

Однак, навіть найсучасніші диверторні конструкції, зокрема ті, що використовують матеріали з найвищими точками плавлення, такі як вольфрам, не здатні впоратися з потоком потужності понад 400 МВт/м<sup>2</sup> без пом'якшувальних заходів. "Хоча дивертор, зона, оптимізована для взаємодії плазми зі стінкою, розроблений для роботи з великими тепловими потоками, він не зможе впоратися з непом'якшеним і сконцентрованим потоком потужності  $q = P_{\alpha}/A = 400 \text{ МВт/м}^2$ ." Для вирішення цієї проблеми розробляють способи переведення теплової енергії з плазми у випромінювання чи нейтральні частинки (атоми, молекули) до того, як вона досягне дивертора.

Серед запропонованих рішень — альтернативні магнітні конфігурації, зокрема використання "радіатора Х-точки" (XPR). "Магнітна Х-точка визначає останню замкнену поверхню потоку в токамаці, яка є межею між зоною утримання та периферійним шаром (SOL). Незважаючи на просторову близькість до гарячої термоядерної плазми, ця сингулярність розташована далеко як у паралельному, так і в перпендикулярному напрямках магнітного поля, що дозволяє існувати холодній і

щільній плазмі з високим потенціалом випромінювання енергії." Радіатор Х-точки дозволяє створювати холодну щільну плазму з високим потенціалом випромінювання. "Було доведено, що загалом понад 90% вхідної потужності може бути випромінено у плазмовому об'ємі. Відкриття режиму ХРР можна розглядати як зміну парадигми в науковій спільноті." Завдяки цьому явищу понад 90% теплової енергії плазми може перетворюватися у випромінювання, зменшуючи теплове навантаження на дивертор.

До інших переваг радіатора Х-точки належить значне зниження нестабільностей типу ELM's. "Конфігурація ХРР також має інші привабливі характеристики, такі як значне зниження або навіть придушення крайових локалізованих мод (ELMs) — магнітогідродинамічних (МНД) нестабільностей на краю плазми, які становлять загрозу для матеріалів стінок реактора." Крім того, зменшення відстані між Х-точкою та поверхнею дивертора дозволяє збільшити об'єм утримуваної плазми, що є критично важливим для підвищення потужності реактора.

Реалізація концепції ХРР успішно проводиться на токамаці ASDEX Upgrade. Останні експерименти показали, що завдяки радіатору Х-точки температура у цій зоні може знижуватися до кількох еВ, сприяючи рекомбінації та розсіюванню енергії. Це дозволяє утримувати Х-точку ближче до дивертора без ризику пошкодження стінок, що раніше вважалося небезпечним.

Одним із проривів стало тестування "компактного радіаційного дивертора" (CRD), який поєднує радіатор Х-точки з короткими ніжками дивертора. "Конфігурація CRD була стабільно підтримана протягом до 3 секунд навіть без механізмів зворотного контролю при максимально доступній потужності нагрівання 15 МВт, із гарним утриманням плазми та без великих ELM's." Ця конфігурація дозволяє значно зменшити розмір дивертора та водночас підвищити економічність реактора, збільшивши об'єм утримуваної плазми.

Застосування CRD має потенціал суттєво змінити підхід до проектування реакторів, таких як ITER або DEMO. "Конфігурація CRD має інші привабливі властивості для реактора, зокрема значно простішу структуру дивертора, менші навантаження на матеріали, великий полоїдальний розширювальний потік, більший об'єм утримуваної плазми, зменшення сил між полоїдальними котушками та

потенційно підвищену вертикальну стабільність." Основні переваги включають: зниження матеріальних навантажень завдяки ефективному розсіюванню теплового потоку, що знижує температурні піки на поверхнях дивертора; компактний дизайн дивертора, який відкриває можливості для створення менших і дешевших реакторів із вищою продуктивністю; стабільне утримання плазми без великих ELM's, що особливо важливо для безпеки та довговічності реактора [5].

Розвиток радіатора X-точки та удосконалені магнітні конфігурації, такі як компактний радіаційний дивертор, можуть стати "змінювачем правил гри" у сфері термоядерного синтезу. Ці технології не лише розв'язують проблему теплового навантаження на дивертор, а й пропонують нові економічно вигідні підходи до створення ефективних термоядерних реакторів. Подальші дослідження мають зосередитися на оптимізації цих рішень, щоб забезпечити їхнє впровадження у проекти нового покоління.

### **2.3 Комерційні проекти малих термоядерних реакторів**

Комерційні проекти малих термоядерних реакторів відкривають нову сторінку в розвитку енергетики майбутнього. Завдяки сучасним досягненням у галузі високотемпературної надпровідності, матеріалознавства, магнітогідродинаміки та моделювання, концепція компактних термоядерних реакторів знову стала актуальною. У 70-х роках минулого століття спроби реалізації малих токамаків були залишені через значні технічні складнощі та високі економічні витрати. Проте технологічний прогрес дав змогу подолати багато з цих обмежень, відкриваючи шлях до створення реакторів, які можуть бути як економічно доступними, так і ефективними[13].

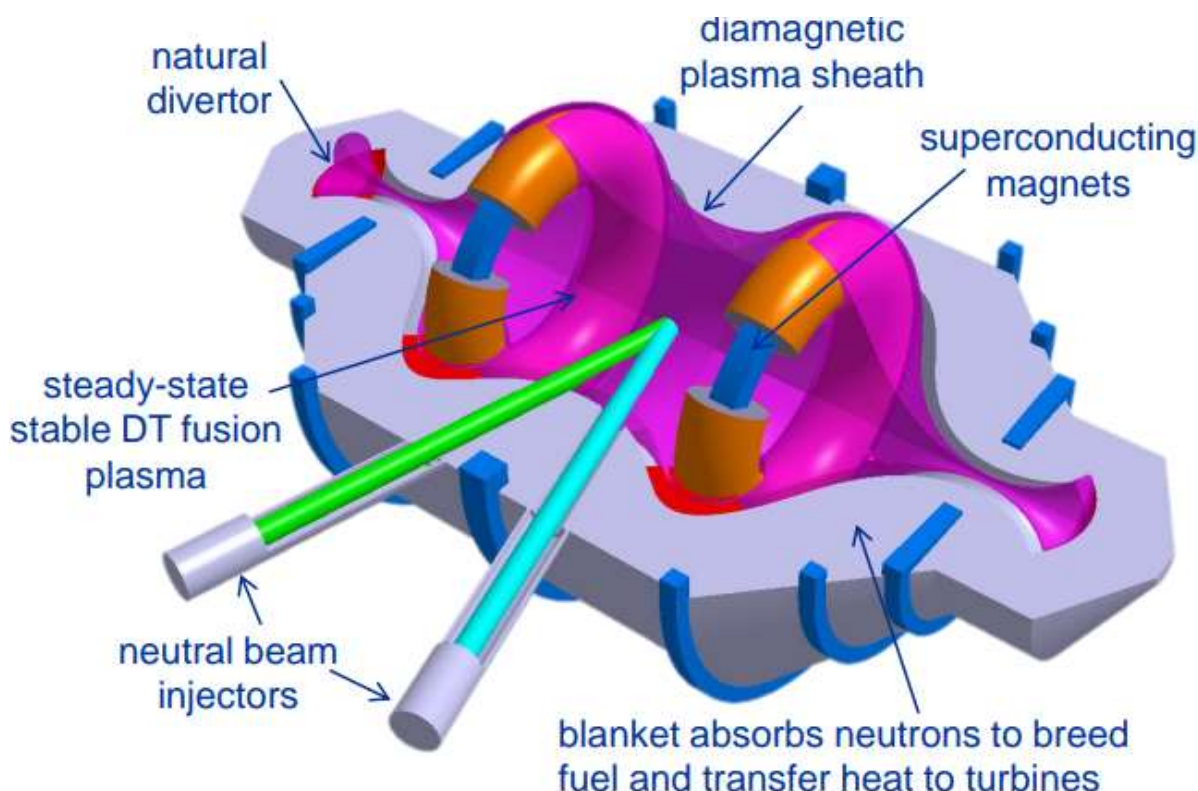


рис. 5 Схема компактного реактора Compact Fusion Reactor (CFR)

Компактні термоядерні реактори пропонують кілька ключових переваг у порівнянні з великими проєктами, такими як ITER або DEMO. Передусім, вони менші за розмірами, що знижує витрати на їх будівництво, експлуатацію та обслуговування. Завдяки використанню високотемпературних надпровідників у магнітних системах, реактор забезпечує потужне утримання плазми, мінімізуючи втрати енергії. Окрім того, висока гнучкість проєкту дозволяє адаптувати його під різні потреби, від живлення невеликих міст до забезпечення енергією віддалених регіонів або навіть космічних місій [17].

Залучення приватного сектору до розробки термоядерних реакторів відіграє важливу роль у прискоренні прогресу. Завдяки конкуренції між компаніями створюються умови для швидкого пошуку нових технічних рішень, які могли б значно скоротити терміни впровадження термоядерних установок у промисловість. Важливим фактором є також фінансова підтримка інвесторів, яка сприяє збільшенню кількості експериментів, розширенню можливостей для досліджень та впровадження нових

технологій. Водночас патентна активність у цьому секторі свідчить про те, що компанії інвестують значні ресурси у створення унікальних рішень, які можуть забезпечити прорив у галузі.

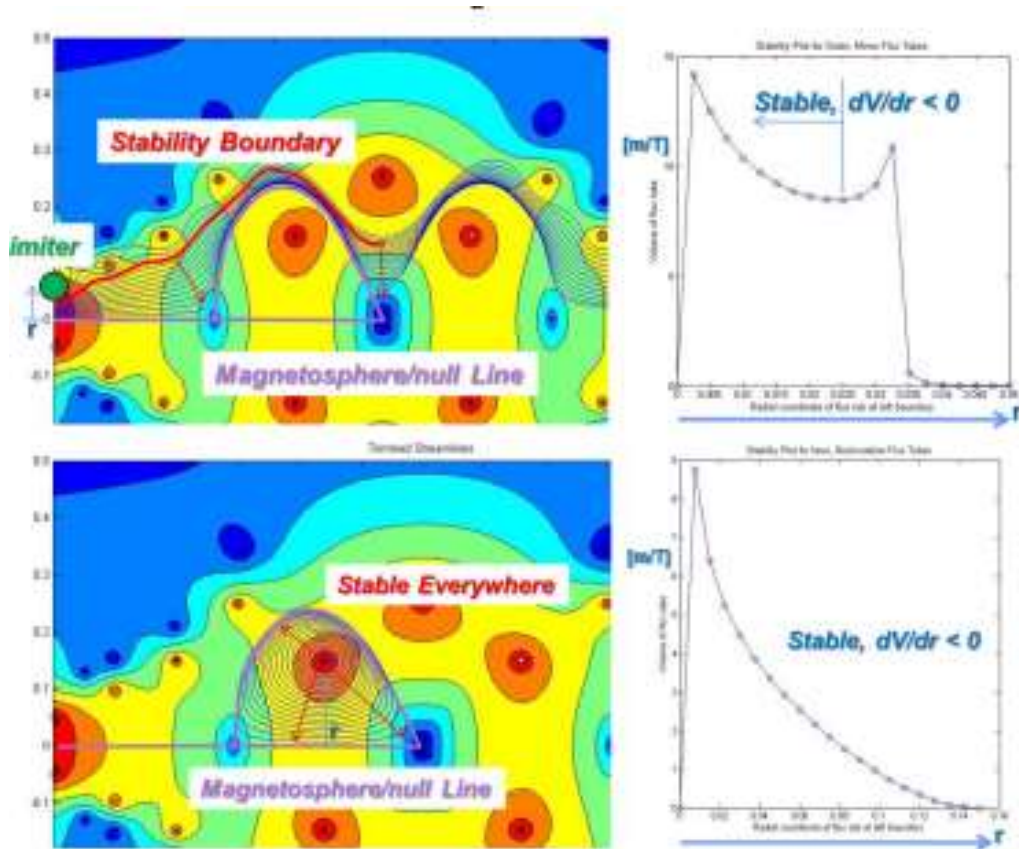


рис. 6 Розподіл плазми у вакуумних полях

Проект компактного термоядерного реактора використовує високий бета-параметр, що дозволяє досягати більшої густини плазми за менших енергетичних затрат. Це стало можливим завдяки використанню інноваційних магнітних полів і вдосконалення вакуумних технологій. Компактна конструкція дозволяє розташувати всі елементи у відносно невеликому об'ємі, що робить установку привабливою як з технічної, так і з економічної точки зору.

Проте, навіть найсучасніші компактні токамаки стикаються з численними викликами. Наприклад, втрати плазми через магнітні дзеркала та поверхні, що контактують з плазмою, залишаються суттєвою проблемою. Утримання плазми в магнітних "колодязях" потребує постійного вдосконалення технологій, а також

значних ресурсів для досліджень. Водночас висока теплова навантаженість оболонки реактора вимагає використання спеціальних матеріалів і систем охолодження [18].

Додатковим викликом є тритієвий цикл — процес генерації, зберігання та використання тритію як палива. Для економічної життєздатності реактора необхідно забезпечити ефективну замкнену систему обігу тритію, яка мінімізувала б втрати та знижувала вартість його виробництва. Розподіл плазми в магнітних полях потребує врахування різних типів втрат, зокрема через дифузію, радіаційне охолодження та магнітні вікна.

Дослідження демонструють значний потенціал для впровадження компактних термоядерних реакторів у промисловість. Зокрема, експерименти з плазмою показують зміну густини та температури залежно від положення зон нагріву. Ці дані підтверджують можливість досягнення стабільного стану плазми, необхідного для термоядерного синтезу.

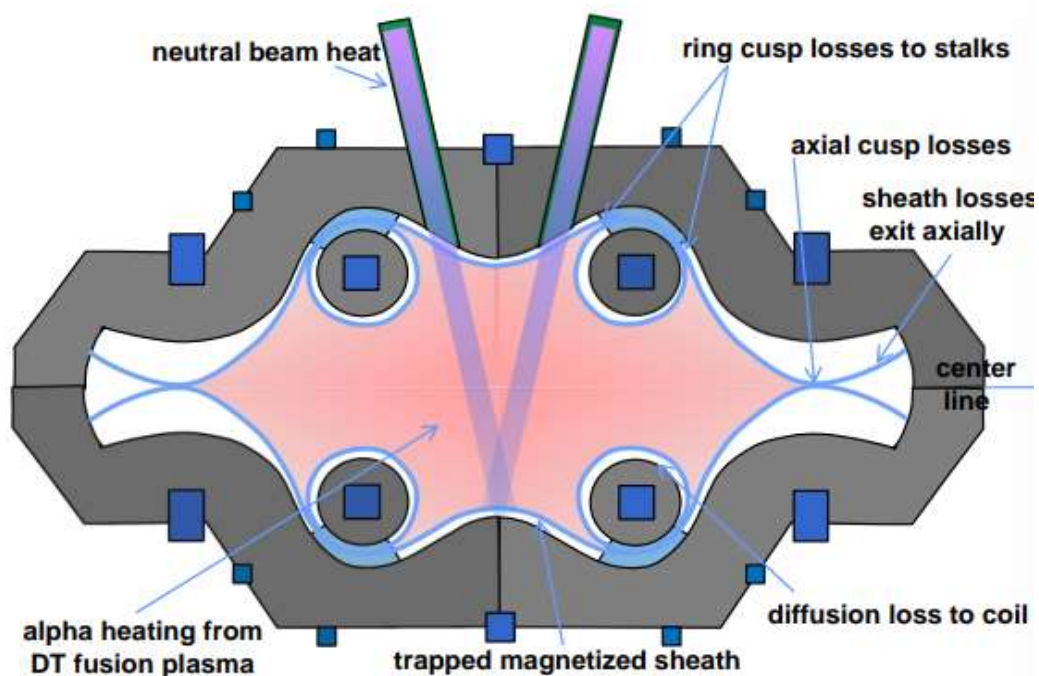


рис. 7 Візуалізація механізму утримання плазми

Компактні реактори можуть стати основою для децентралізованої енергетики, забезпечуючи електроенергію для віддалених регіонів, промислових зон або навіть

військових баз. Їх мобільність і гнучкість відкривають широкі можливості для використання в різних галузях. Крім того, зниження екологічного впливу за рахунок використання матеріалів, таких як FLIBE, сприяє більш стійкому підходу до виробництва енергії.

Було запропоновано модульну термоядерну електростанцію, що складається з декількох компактних високопольних модулів сферичного токамака та загальних традиційних систем високопотужного перетворення енергії. Такий підхід спрямований на зниження вартості та ризиків, пов'язаних із розвитком термоядерної енергетики. Модульна структура поєднує переваги "економії масштабу" для традиційної частини станції та "економії масового виробництва" для термоядерних модулів, що дозволяє уникнути зростання питомої вартості термоядерної енергії.

Крім того, цей підхід надає можливість розробляти невеликі, недорогі прототипи та пришвидшувати процес їх удосконалення. Модульна система також сприяє забезпеченню високої готовності термоядерних модулів до роботи та дозволяє створити стійкий ланцюг постачання завдяки масовому виробництву однотипних елементів.

Вартість капітальних витрат, обсяг електроенергії, що споживається для внутрішніх потреб станції, та рівень доступності електростанції визначають вартість електроенергії. На капітальні витрати впливають такі параметри, як бета-плазма та навантаження нейтронного потоку на стінки реактора. Модулі з низьким співвідношенням сторін можуть бути оптимізовані для досягнення високих значень бета-плазми та частки бустрап-струму, що мінімізує капітальні витрати та споживання електроенергії для внутрішніх потреб. Для цього модулі мають працювати за умов, що відповідають параметру [8]

$$IN \leq IN * \sim 0.6 * (1 + K2)/A1.5 (q_{95\%} > 10)$$

Сучасні технології високотемпературної надпровідності (HTS) вже дозволяють створювати сильні тороїдальні магнітні поля, які забезпечують достатнє нейтронне

навантаження ( $>1$  МВт/м<sup>2</sup>) навіть для малих модулів із низьким співвідношенням сторін. Швидкий прогрес у цій сфері обіцяє зниження вартості HTS у найближчому майбутньому.

Модульна структура станції дозволяє економічно ефективно здійснювати резервування модулів і позапланову заміну компонентів першої стінки та бланкета після опромінення до граничного рівня дози. Це зменшує витрати на гарячі камери та обладнання для дистанційного управління, майже виключає залежність доступності станції від тривалості заміни компонентів і підвищує коефіцієнт використання встановленої потужності до рівня, характерного для традиційних електростанцій.

Попередні оцінки економіки модульної станції, попри їх обмеження та попередній характер, показують, що економічна ефективність такої станції не поступається традиційній термоядерній електростанції, а в деяких аспектах навіть перевершує її. Перша модульна термоядерна електростанція із тепловою потужністю близько 2 ГВт (близько 10 робочих модулів) та системою високопольних HTS-магнітів здатна забезпечити вартість електроенергії менш ніж 6 центів за кВт·год. Ця низька вартість досягається завдяки низькому споживанню електроенергії для внутрішніх потреб і високій доступності модульної системи [8].

Основною умовою реалізації цього підходу є досягнення достатньо ефективного утримання енергії в малому токамаку з низьким співвідношенням сторін за параметром  $IN \leq 2.5$  ( $q_{95\%} \approx 10$ ). "Достатньо ефективним" вважається утримання, яке не потребуватиме значного перегляду параметрів модулів, визначених на основі рівноважних і стабільнісних припущень.

## РОЗДІЛ 3. ЕНЕРГОБАЛАНС В ТОКАМАКАХ МАЛОГО І СЕРЕДНЬОГО РОЗМІРУ

### 3.1 Розрахунок балансу потужності в термоядерному реакторі

Ми будемо розглядати баланс потужності в термоядерному реакторі на основі 0-вимірного закону збереження енергії, тобто замість профілів щільності, тиску, енергії та температури у плазмі, які можна у першому наближенні вважати параболічними, ми будемо розглядати відповідні середні значення.

Нас цікавить позитивний баланс потужності в реакторі, коли він не тільки може забезпечити енергією власні потреби (зовнішній нагрів плазми, енергетичне забезпечення систем охолодження магнітних котушок, тощо), але і віддає значну частку виробленої електроенергії в загальну мережу електропостачання, тобто ми будемо шукати умови, за яких ми можемо забезпечити виконання умови  $P_{out} \gg P_{in}$ , де  $P_{out}$  – кількість енергії, що виробляється у термоядерному реакторі, а  $P_{in}$  – кількість енергії, яку ми витрачаємо на нагрів плазми зовнішніми методами нагріву, такими як інжекція електромагнітних хвиль (через явище електронно-циклотронного резонансу).

В кожній дейтерій-трітійовій реакції в термоядерній плазмі вивільняється енергія 17.62 MeV. Згідно із законами збереження енергії та імпульсу, вона розподіляється серед продуктів реакції зворотньо-пропорційно їх масам. Енергія, які отримують альфа-частинки,  $E_{\alpha} = 3.52 \text{ MeV} = 5.64 \times 10^{-13} \text{ Дж}$ , залишається у плазмі і нагріває її, а енергія, яку отримують нейтрони,  $E_n = 14.1 \text{ MeV} = 2.26 \times 10^{-12} \text{ Дж}$ , виноситься із плазми, і хоча вона згодом акумулюється у бланкеті і приймає участь у виробленні електричної енергії, тобто у енергетичному балансі термоядерного реактора, на баланс енергії в плазмі вона майже не впливає.

Оптимальна концентрація паливної суміші у вигляді йонів дейтерію та трітію складає пропорцію 50% на 50%. Таким чином, у випадку чистої плазми вона складається із електронів, а також йонів дейтерію та трітію. Із умови квазінейтральності плазми отримаємо:  $2n_D = 2n_T = n_e \equiv n$ , де  $n_j$  – числова щільність  $j$ -ї компоненти плазми, а концентрація альфа-частинок у плазмі ми вважаємо малою, тобто  $n_{\alpha} \ll n$  (експериментальні дані свідчать про те, що лише 1% - 5% ядер трітію в

плазмі вступить у ядерну реакцію з утворенням альфа-частинки раніше, ніж залишить вакуумну камеру, причому альфа-частинки постійно відкачуються, тобто їх концентрація у плазмі дійсно є відносно маленькою). Також, для простоти, ми будемо вважати, що температура всіх компонент плазми є однаковою:  $T_D = T_T = T_e \equiv T$ , де під температурою ми будемо розуміти її енергетичний еквівалент ( $k_B T$ ). Але альфа-частинки, які є в плазмі, виникають у результаті термоядерної реакції – вони мають велику кінетичну енергію,  $E_\alpha \gg T$ , яка перерозподіляється серед інших частинок плазми через зіткнення і, незважаючи на відносно малу кількість альфа-частинок в плазмі, густина енергії  $n_\alpha E_\alpha$  для них може бути значною.

Для подальшого буде корисно ввести параметр  $f_T$ , що описує відносну частку трітій серед загальної кількості частинок у плазмі:

$$f_T = \frac{n_T}{n_D + n_T}.$$

Тоді щільності ядер трітій та дейтерію можна записати як:  $n_T = f_T n$  і  $n_D = (1 - f_T)n$ , відповідно.

Далі, вважаючи, що розподіл частинок плазми по швидкостям є рівноважним, тобто максвелівським, можемо записати густину внутрішньої енергії для  $j$ -ї компоненти плазми у вигляді  $U_j = (3/2)n_j T_j$ , тобто повна енергія плазми дорівнює  $U = U_D + U_T + U_e = 3nT$ . Аналогічно, тиск  $j$ -ї компоненти плазми дорівнює  $p_j = n_j T_j$ , і повний тиск плазми дорівнює  $p = p_D + p_T + p_e = 2nT$ . Відповідно, між собою внутрішня енергія плазми та її тиск пов'язані відношенням  $U = (3/2)p$ . Ці умови є близькими до тих, що очікуються в термоядерному реакторі.

Для обчислень з використанням комп'ютера буде зручно перейти до безрозмірних величин. Температура в ядерному реакторі як правило складає від одного до кількох десятків кеВ (кіло-електрон-вольт), де один електрон-вольт - це енергія, яку отримає електрон, проходячи різницю потенціалів в 1 В, тобто  $1 \text{ eV} = 1.6 \times 10^{-19} \text{ Дж}$ . Відповідно, температуру реактора зручно описувати безрозмірною величиною  $T_{keV}$ , яка дорівнює кількості кеВ, тобто  $T = 1.6 \times 10^{-16} T_{keV}$ . Типові значення для щільності

плазми (кількість частинок в одиниці об'єма) складають порядку  $10^{20}$ , тому саме це значення ми візьмемо як одиницю вимірювання, тобто  $n_{20} = n/10^{20}$ . Аналогічно, в якості одиниці вимірювання для тиску ми візьмемо атмосферний тиск. Тоді, наприклад, плазма з щільністю  $n = 10^{20} \text{ м}^{-3}$  і температурою  $T = 10 \text{ кеВ}$  буде мати тиск  $p = 3.2 \times 10^5 \text{ Па} \approx 3.2 \text{ атм}$ .

Ми почнемо з того, що сформулюємо рівняння балансу енергії і спростимо його максимально - до форми, застосовної для магнітного термоядерного реактора. Використовуючи наближення, що були обговорені вище, отримаємо:

$$\frac{3}{2} \frac{\partial p}{\partial t} + \frac{3}{2} \nabla \cdot p v + p \nabla \cdot v + \nabla \cdot q = S, \quad (3.1)$$

де перший член описує швидкість зміни внутрішньої щільності енергії в елементі об'єму плазми в лабораторній системі відліку, другий член описує повний потік енергії із даного елемента об'єму через конвекцію, третій член відповідає за зміну щільності енергії елемента об'єму плазми через її розширення (ця величина грає роль  $PdV$  в термодинаміці газів), останній член в лівій частині рівняння описує втрату енергії плазми через дифузні процеси (у більшості випадків можна вважати, що  $q = -\kappa \nabla T$ , де  $\kappa$  – коефіцієнт теплопровідності плазми), а величина  $S$  у правій частині рівняння описує внесок у загальний баланс потужності зовнішніх джерел та поглиначів енергії.

Для того, щоб із трьохвимірною рівняння балансу енергії (3.1) з просторовими потоками енергії отримати 0-вимірне рівняння, нам потрібно спочатку проінтегрувати його по всьому об'єму плазми і поділити на об'єм плазми:

$$\frac{1}{V} \int \left[ \frac{3}{2} \left( \frac{\partial p}{\partial t} + \nabla \cdot p v \right) + p \nabla \cdot v + \nabla \cdot q - S \right] dr = 0, \quad (3.2)$$

Це рівняння можна далі спростити, застосовуючи додаткові наближення. По перше, ми будемо розглядати стаціонарний режим роботи реактора, в якому вже встановилося термодинамічна рівновага і потоки будуть відносно малими – достатньо малими, щоб

знехтувати ними порівняно з іншими членами у цьому рівнянні. Внутрішня енергія елемента об'єму плазми швидко змінюється у початковому етапі роботи реактора (відразу після запуску), коли плазма нагрівається і в ній починаються термоядерні реакції, але у стаціонарному режимі щільність енергії виходить на постійне значення. Членами, що описують теплову конвекцію та стискання плазми, на цьому етапі також можна знехтувати. Таким чином, у рівнянні (3.2) в стаціонарному режимі роботи реактора залишаються тільки члени, що позначаються  $S$  і описують джерела і втрати енергії:  $S = S_\alpha - S_B - S_t + S_{ext}$ , де  $S_\alpha$  – густина потужності енергії, що генерується альфа-частинками із термоядерних реакцій у плазмі,  $S_B$  – потужність гальмівного випромінювання із одиниці об'єму плазми,  $S_t$  – сумарна потужність втрати енергії через процеси теплопровідності, і  $S_{ext}$  – густина потужності зовнішніх систем нагріву плазми (включаючи омичний нагрів плазмовим струмом та нагрів мікрохвилями через явище електронно-циклотронного резонансу).

Для однорідних профілів тиску та температури при інтегруванні по об'єму функції від тиску та температури ми можемо приблизно оцінити її як відповідну функцію від середніх значень цих величин, тобто

$$\frac{1}{V} \int A(r, t) dr = \bar{A}(t),$$

$$\frac{1}{V} \int B[p(r, t), T(r, t)] dr \approx B[\bar{p}(t), \bar{T}(t)],$$

де  $\bar{A}$ ,  $\bar{p}$  та  $\bar{T}$  – величини, усереднені по усьому об'єму плазми. Далі ми будемо працювати тільки з середніми значеннями, тому рисочку зверху можна опустити.

Отримаємо 0-вимірне рівняння балансу енергії в плазмі:

$$S_\alpha + S_{ext} = S_B + S_t. \quad (3.3)$$

Для чистої плазми, у якій пропорції дейтерію та трітію складають 50% на 50%, для потужності енергії нагріву плазми альфа-частинками отримаємо  $S_\alpha = E_\alpha n_D n_T \langle \sigma v \rangle$ , де

$E_\alpha = 3.5 \text{ MeV}$ , а  $\langle\sigma v\rangle$  – це величина, яка описує ймовірність термоядерної реакції, де  $\sigma$  – це так званий переріз реакції, а кутові дужки означають усереднення. У такому вигляді потужність нагріву альфа-частинками записана як функція щільності  $n$  і температури  $T$  (оскільки  $\langle\sigma v\rangle$  є функцією температури), але з фізичної точки зору більш фундаментальними величинами є температура і тиск ( $p = 2nT$  плазми), тому буде краще переписати  $S_\alpha$  як функцію температури і тиску:

$$S_\alpha = \frac{1}{16} E_\alpha \eta_i p^2 \frac{\langle\sigma v\rangle}{T^2}, \quad (3.4)$$

де ми ввели позначення  $\eta_i = 4f_T(1 - f_T)$ , де  $f_T$  – відносна концентрація тритію в плазмі.

Важливо пам'ятати, що величина  $\langle\sigma v\rangle$ , що описує ймовірність термоядерної реакції, також залежить від температури плазми – вона є маленькою для низьких температур, оскільки за таких умов у ядер, як правило, не вистачає енергії для подолання кулонівського відштовхування, і вона також буде малою для занадто високих температур, коли у ядер майже немає часу на взаємодію, тобто вона має мати максимум у певному діапазоні температур.

Переходячи до безрозмірних величин, із (3.4) отримаємо:

$$S_\alpha = K_\alpha \eta_i \frac{\langle\sigma v\rangle_{22}}{T_{keV}^2} p_\alpha^2,$$

де  $T_{keV}$  – числове значення температури у кілоелектронвольтах,  $\langle\sigma v\rangle_{22}$  – числове значення величини  $\langle\sigma v\rangle$  у одиницях  $10^{-22} \text{ м/с}^3$ ,  $p_\alpha$  – тиск в одиницях  $10^5 \text{ атм}$ , а  $K_\alpha = 1.37$  – відповідний числовий коефіцієнт. При цьому числове значення  $S_\alpha$  ми отримаєм в одиницях  $\text{МВт/м}^2$ .

Далі, величина  $S_B$ , що входить у формулу балансу енергії (3.3), описує втрати енергії плазми на гальмівне випромінювання. Ця величина росте з температурою як  $\sqrt{T}$ , тобто повільніше, ніж  $S_\alpha$ . Для неї ми можемо використовувати наступну оцінку:

$S_B = C_B Z_{eff} n_e n_i T^{1/2}$ , де  $C_B = 5.35 \times 10^{-37}$  – константа,  $n_i = n_D + n_T = n_e = n$ , і  $Z_{eff} = \sum_i n_i Z_i^2 \approx 1$ . У безрозмірних величинах отримаємо:

$$S_B = K_B p_\alpha^2 T_{keV}^{-3/2},$$

де числовий коефіцієнт  $K_\alpha = 0.052$ , а  $S_B$  визначається у величинах МВт/м<sup>3</sup>.

Енергетичні втрати на процеси перенесення загалом дуже складно описати, але для їх врахування часто використовується наступне емпіричне відношення:  $S_t = W/\tau_E$ , де  $W = (3/2)p = 3nT$  – внутрішня теплова енергія плазми, що виражається у джоулях, а  $\tau_E$  – так званий енергетичний час утримання, тобто час, за який енергія залишає плазму через процеси теплопровідності, тобто він характеризує якість теплової ізоляції плазми магнітним полем. Для сучасних термоядерних реакторів, таких як ITER, характерні часи утримання за порядком величини складають  $\tau_E \approx 1 \div 10$  секунд. У безрозмірних величинах отримаємо:

$$S_k = K_k p_\alpha / \tau_E,$$

де числовий коефіцієнт  $K_k = 0.15$ ,  $\tau_E$  задається у секундах, а  $S_t$  визначається у величинах МВт/м<sup>3</sup>. Остання величина,  $S_{ext}$ , описує потужність зовнішніх джерел нагріву плазми – наприклад, короткохвильовим електромагнітним випромінюванням.

Для того, щоб отримати оптимальний баланс енергії в реакторі, потрібно вивести плазму на запалювання, тобто перейти у режим палаючої плазми – так називається режим, у якому енергії термоядерних реакцій повністю достатньо, щоб компенсувати всі енергетичні втрати і підтримувати температуру плазми на заданому рівні. Очевидно, що цей режим є максимально вигідним з точки зору балансу енергії у плазмі, але він не є обов'язковим – оскільки більшу частину енергії плазми уносять нейтрони і вся теплова енергія, що виробляється в реакторі, у кінцевому рахунку перетворюється на електричну енергію через паровий цикл, цілком можлива ситуація, при якій реактор працює як потужне джерело електричної енергії, але водночас є необхідність у

додатковому нагріві плазми. Крім того, зовнішні джерела нагріву плазми дозволяють впливати на ріст макроскопічних нестійкостей у плазмі, що покращує її утримання магнітним полем.

Для подальшого буде корисно виразити потужність нагріву плазми зовнішніми джерелами нагріву через потужність прогріву плазми альфа-частинками. Визначимо частку альфа-частинок у загальній потужності нагріву плазми:

$$f_{\alpha} \equiv \frac{S_{\alpha}}{S_{\alpha} + S_{ext}}$$

Очевидно, що  $f_{\alpha}$  тут змінюється від 0 до 1, де значення  $f_{\alpha} = 1$  відповідає повному запалюванню, коли зовнішній нагрів плазми не застосовується, а  $f_{\alpha} = 0$  відповідає випадку «холодної плазми», коли термоядерні реакції взагалі не відбуваються. Відповідно, випадок  $f_{\alpha} = 1/2$  відповідає ситуації, коли потужність зовнішніх джерел і альфа-частинок є однаковою. Звідси ми можемо виразити  $S_{ext}$  через  $f_{\alpha}$ :

$$S_{ext} = \frac{1 - f_{\alpha}}{f_{\alpha}} S_{\alpha} \quad (3.5)$$

Після підстановки (3.5) в рівняння балансу (3.3) отримаємо:

$$S_{\alpha} + \frac{1 - f_{\alpha}}{f_{\alpha}} S_{\alpha} = S_B + \frac{3p}{2\tau_E}$$

Після певних математичних перетворень звідси отримаємо:

$$p\tau_E \geq \frac{24T^2}{\left(\frac{1}{f_{\alpha}}\right) E_{\alpha} \langle \sigma v \rangle - 4C_B \sqrt{T}} \simeq f_{\alpha} \frac{24T^2}{E_{\alpha} \langle \sigma v \rangle} \quad (3.6)$$

Це умова палаючої плазми. Остання величина справа (наближена) відповідає ситуації,

коли гальмівним випромінюванням можна знехтувати, що має місце при достатньо високих реакторних температурах.

Якщо ж нас цікавить не тільки плазма, а весь реактор загалом як джерело електричної енергії, то важливою величиною, що задає його ефективність, є його коефіцієнт посилення  $Q = (P_{out} - P_{in})/P_{in}$ , де  $P_{out}$  - вироблена реактором енергія, а  $P_{in}$  - енергія, яку ми витратили на нагрів плазми. Основний внесок у  $P_{out}$  дають наступні величини: нагрів нейтронами (якщо альфа-частинки залишаються у плазмі і їх енергія підтримує рівень температури плазми, необхідний для термоядерних реакцій, то нейтрони безпосередньо нагрівають стінки реактора і винесене ними тепло перетворюється на електричну енергію в паровій турбіні), нагрів гальмівним випромінюванням (воно виносить енергію із плазми, охолоджуючи її, але енергія випромінювання нагріває стінки реактора), і нагрів через дифузні процеси, такі як теплопровідність. Таким чином,  $P_{out} = (S_n + S_B + S_k)V_p$ , де  $V_p$  - об'єм плазми. Оскільки маса нейтрона приблизно в 4 рази менша за масу альфа-частинки, він виносить приблизно 4/5 енергії ядерної реакції синтезу, тобто потужність нейтронів у 4 рази більша за потужність випромінювання альфа-частинок:  $S_n = (E_n/E_\alpha)S_\alpha = 4S_\alpha$ . З іншого боку,  $P_{in} = S_{ext}V_p$ . При підстановці в  $Q$  об'єм скорочується, і залишається лише

$$Q = \frac{4S_\alpha + S_B + S_k - S_{ext}}{S_{ext}}$$

Із балансу потужності у плазмі  $S_\alpha + S_{ext} = S_B + S_k$  ми можемо виразити  $S_k - S_{ext} = S_\alpha - S_B$ . Таким чином, коефіцієнт посилення можна переписати як  $Q = P_{fus}/P_{in}$ , де  $P_{fus} = (S_n + S_\alpha)V_p = 5S_\alpha V_p$  - повна потужність енергії, що генерується ядерними реакціями за одиницю часу у всьому об'ємі плазми. Тобто,

$$Q = \frac{5S_\alpha}{S_{ext}} \quad (3.7)$$

Виразимо тепер коефіцієнт посилення через  $f_\alpha$ . Для цього спочатку

розглянемо умову ідеального запалювання, коли енергія альфа-частинок повністю прогріває плазму, а гальмівним випромінюванням можна знехтувати:  $S_\alpha = S_\kappa$ , де:

$$S_\kappa = \frac{3 p}{2 \tau_E} = \frac{3 p^2}{2 p \tau_E}$$

Величина  $p \tau_E$  у знаменнику визначає умову, при якій реактор переходить у режим палаючої плазми. Відповідно, для ідеального запалювання позначимо цю умову як  $(p \tau_E)_{ign}$ . Тоді отримаємо:

$$S_\alpha = \frac{3 p^2}{2 (p \tau_E)_{ign}}$$

Але з іншого боку, якщо використовуються зовнішній нагрів плазми, рівняння балансу енергії, якщо знехтувати гальмівним випромінюванням, має вигляд:  $S_\alpha + S_{ext} = S_\kappa$ , де, з урахуванням рівняння (?),

$$S_\alpha + S_{ext} = S_\alpha + \frac{1 - f_\alpha}{f_\alpha} S_\alpha = \frac{1}{f_\alpha} S_\alpha$$

Таким чином, отримаємо наступне рівняння:

$$\frac{1}{f_\alpha} S_\alpha = \frac{3 p^2}{2 p \tau_E}$$

де величина  $p \tau_E$  для даного режиму роботи реактора буде меншою за відповідне значення для палаючої плазми  $(p \tau_E)_{ign}$ . Поділивши тепер рівняння ( ) на рівняння ( ), отримаємо:

$$f_\alpha = \frac{p \tau_E}{(p \tau_E)_{ign}} \quad (3.8)$$

Це відношення показує, як потрібний коефіцієнт плазми (нагадаєм, що  $p\tau_E = 2nT\tau_E$ ) пов'язаний із часткою енергії альфа-частинок у загальному нагріві плазми.

Знайдемо тепер зручний вираз для коефіцієнту посилення:

$$Q = \frac{5S_\alpha}{S_{ext}} = 5S_\alpha \left( \frac{1-f_\alpha}{f_\alpha} S_\alpha \right)^{-1} = \frac{5f_\alpha}{1-f_\alpha} \quad (3.9)$$

Видно, що  $Q = \infty$  коли  $f_\alpha = 1$ , тобто коли нагрів плазми відбувається виключно альфа-частинками, без застосування зовнішніх джерел.

### 3.2 Оцінка ефективності малих і середніх термоядерних реакторів

Використаєм тепер отримані формули для розрахунку того, як енергетична ефективність термоядерного реактора пов'язана з його геометричними розмірами. У зв'язку з тим, що виведення реактора на режим палаючої плазми є складним з інженерної точки зору, більшу частину ціни повного циклу експлуатації термоядерної електростанції будуть складати капітальні витрати, тобто найбільш коштовними є самі технології. До того ж, тороїдальна геометрія магнітного поля означала, що баланс енергії буде більш вигідним саме у великих за розмірами реакторах. Тому традиційна термоядерна програма ще з 70-х років минулого століття була орієнтована на великі реактори з потужністю в кілька ГВт.

З іншого боку, оскільки ціна реактора майже пропорційна його розмірам, немає жодного сенсу робити великі реактори там, де достатньо реакторів малої і середньої потужності. І такий запит з'явився у середині 2000-х років у зв'язку з розвитком концепції smart grid, що в першу чергу створюється для роботи з розподіленими джерелами енергії, такими як сонячні елементи, але також потребує менш вимогливих до погодних умов джерел енергії, що можуть забезпечити безперебійною подачею електроенергії критичну інфраструктуру великих міст, тоді як решту енергії, що потрібна для комфортного існування, можуть забезпечити поновлювані джерела

енергії. Таким чином, запит на компактні термоядерні енергії малої потужності припав на період великих досягнень у матеріалознавстві і суттєвого прогресу в дослідженні покращених режимів утримання плазми, що призвело до великої зацікавленості цим напрямком приватних компаній.

Якщо дійсно вдасться створити компактні термоядерні реактори, то їх також можна буде розташовувати у місцях, добре захищених від атак з повітря, що особливо актуально для таких країн як Україна. Крім того, повна відсутність радіаційної небезпеки означає неможливість шантажу прямим влучанням, великий енергетичний вміст палива для термоядерного синтезу означає, що для підтримання роботи реактора потрібна відносно невелика його кількість, що значно полегшує логістику, а використання у якості палива легких елементів, таких як дейтерій та літій, означає незалежність від тих країн, які наразі до певної міри контролюють енергетичний ринок.

Таким чином, у першу чергу нас цікавить питання про те, якими мають бути геометричні розміри реактора з відносно невеликою потужністю, враховуючи існуючі на сьогоднішній день інженерні обмеження матеріалів [11].

Оскільки кінцевим продуктом термоядерного реактора є вироблена ним електрична енергія, щоб оцінити його реальну ефективність потрібно застосовувати так званий інженерний коефіцієнт посилення  $Q_E$  як відношення позитивного балансу виробленої реактором електричної енергії до електричної енергії, отриманої із мережі для нагріву плазми:

$$Q_E = \frac{P_{out}^E - P_{in}^E}{P_{in}^E}$$

де  $P_{in}^E$  – електрична енергія, отримана термоядерним реактором із мережі для нагріву плазми, а  $P_{out}^E$  – загальна електрична енергія, вироблена реактором з урахуванням відповідних енергетичних втрат на перетворення енергії із теплової форми в електричну.

Розглянемо термоядерний реактор з потужністю 100 МВт, який має інженерний коефіцієнт посилення  $Q_E = 10$  (це значення, яке очікується отримати в ITER), тобто

він виробляє і віддає у національну мережу у 10 разів більше електричної енергії, чим забирає. Це означає, що для підтримання своєї роботи він відбирає із мережі 10 МВт, тобто його вихідна потужність має бути  $P_{out}^E = 110$  МВт, а  $P_{in}^E = 10$  МВт, відповідно. Оскільки ефективність перетворення електричної енергії в «корисну» енергію значно менша за 100%, потрібно оцінити, яка частка цієї енергії дійсно попадає в плазму. Ми розглянемо тут два процеси: перетворення електричної енергії в енергію мікрохвильового випромінювання потрібної частоти для нагріву плазми за рахунок електронно- або іонно-циклотронного резонансу. Як правило, ефективність  $\eta_e$  такого перетворення складає приблизно  $\eta_e \approx 0.7$ . Але не вся ця енергія буде поглинута електронами або йонами, відповідно, і приведе до нагріву плазми. Типова оцінка ефективності  $\eta_a$  такого перетворення також буде приблизно дорівнювати  $\eta_a \approx 0.7$ . Таким чином, зв'язок між електричною потужністю, отриманою із електричної мережі, та потужністю нагріву одиниці об'єму плазми зовнішніми джерелами дається формулою:  $P_{ext}^E = P_{ext}/\eta_e\eta_a \approx 2 P_{ext}$ , тобто  $P_{ext} \approx 5$  МВт. Це енергія нагріву плазми.

При розрахунку електричної енергії, яку виробляє термоядерний реактор, потрібно врахувати наступні внески. По перше, це тепло, що віддають бланкету термоядерні нейтрони, що приймають участь в утворенні літія, а також енергія, що виділяється у самій реакції нейтронів з ядрами літія – 4.8 МДж на одну реакцію. По друге, це частина енергії короткохвильового електромагнітного нагріву, що поглинається стінками реактора. Якщо тепер тепло, що виділяється в стінках реактора, конвертується у електричну енергію через паровий цикл з ефективністю  $\eta_a \approx 0.4$ , після відповідних розрахунків отримаємо наступну формулу для інженерного коефіцієнта посилення:

$$Q_E = 2 \frac{f_\alpha - 0.37}{1 - f_\alpha} \quad (3.10)$$

Отримаєм тепер частку потужності нагріву альфа-частинками у загальному нагріві плазми. Із формули (3.10) отримаєм:

$$f_{\alpha} \approx \frac{Q_E + 0.74}{Q_E + 2} \approx 0.895 \approx 0.9$$

Отримаємо тепер коефіцієнт посилення: згідно з формулою (3.9),  $Q = 5f_{\alpha}/(1 - f_{\alpha}) \approx 43$ . Звідси ми можемо знайти загальну потужність, що генерується в плазмі альфа-частинками. Із рівняння (3.5) отримаємо:

$$P_{\alpha} \approx \frac{f_{\alpha}}{1 - f_{\alpha}} P_{ext} \approx 45 \text{ МВт}$$

Ця енергія залишається в середині плазми і потрібна для її прогріву, але енергія, яку виносять нейтрони, проходить через першу стінку реактора, і у нас є обмеження на те, які теплові навантаження на першу стінку можуть витримувати існуючі сьогодні матеріали для термоядерних реакторів. Як ми вже знаємо, потужність випромінювання нейтронів приблизно у 4 рази більша за потужність випромінювання альфа-частинок, тобто  $P_n \approx 180 \text{ МВт}$  – це загальна потужність випромінювання нейтронів із плазми. Але енергія, що генерується альфа-частинками і нагріває плазму, також згодом попадає на стінки реактора – наприклад, у вигляді випромінювання. Таким чином, повна енергія випромінювання із плазми в такому реакторі складає приблизно  $P_{total} \approx 230 \text{ МВт}$ .

Таким чином, в реакторі з такими параметрами генерації енергії випромінювання з загальною потужністю в 230 МВт попадає на стінки реактора, але густина потужності випромінювання на одиницю площі не має перевищувати граничні значення для матеріалу першої стінки, що дає нам оцінки на мінімально можливі розміри такого реактору.

У реакторах з тороїдальною геометрією, аспектне відношення (для великого і малого радіусу),  $A = R/a$ , є мінімальним для компактних (сферичних) токамаків. Для нашої оцінки візьмемо значення  $A = 2$  (для порівняння, в ITER  $A = 3$ ). Об'єм вакуумної камери тороїдальної форми можна розрахувати за формулою  $V = 2\pi^2 R a^2 k$ ,

де  $R$  – великий радіус тороїдальної камери,  $a$  – малий радіус в горизонтальній площині, і  $\kappa = b/a$  – еліптичність (витягнутість), де  $b$  - малий радіус у вертикальній площині. Якщо виразити  $R$  через аспектне відношення, отримаємо:  $V = 2\pi^2 A a^3 \kappa$ . Відповідно, загальна площа першої стінки реактора може бути розрахована за формулою:  $S_w = 4\pi^2 A a^2 \sqrt{\kappa}$ .

Припустимо, що максимальне теплове навантаження, яке тривалий час може безпечно витримувати поверхня дивертора, що конструкційно розрахований на постійний контакт із плазмою, не перевищує  $5 \text{ МВт/м}^2$ , а для всієї іншої поверхні тороїдальної камери відповідне значення дорівнює  $p_{w,max} \approx 0.8 \text{ МВт/м}^2$  (це значення, які наразі використовуються в конструкції ITER).

Тоді, як показують отримані нами оцінки, загальна площа внутрішньої поверхні тороїдальної камери магнітного реактора має бути не меншою за  $S_w \geq P_{total}/p_{w,max} \approx 290 \text{ м}^2$ . Для порівняння, для ITER це значення становить  $890 \text{ м}^2$ . Якщо еліптичність  $\kappa = 2$  (для ITER  $\kappa = 1.7$ ), ми отримаємо наступні геометричні параметри реактора: малий радіус у горизонтальній площині  $a \approx 1.65 \text{ м}$ , у вертикальній площині  $b \approx 3.3 \text{ м}$ , і, відповідно, великий радіус  $R \approx 3.3 \text{ м}$ .

Отримані нами розміри тороїдальної камери термоядерного реактору у разі менші за ITER і порівняні з розмірами JET – найбільшого токамаку із тих, що працювали із D-T плазмою на сьогоднішній день. Такий реактор важко назвати малим - при тому, що він виробляє для споживачів усього  $100 \text{ МВт}$  електричної енергії. Але, як ми бачимо, серйозним обмеженням на припустимі розміри реактора досі є здатність матеріалів безпечно витримувати тривалі великі теплові навантаження. Якщо новий матеріал буде витримувати у  $\xi$  разів більше теплове навантаження, то це дозволить зменшити всі лінійні розміри тороїдальної камери реактора у  $\sqrt{\xi}$  разів.

## ВИСНОВКИ

У кваліфікаційній роботі проведено аналіз сучасного стану термоядерної енергетики, її перспектив розвитку та технічних викликів. Розглянуто основні концепції та інноваційні рішення, спрямовані на вдосконалення конструкцій реакторів, досягнення енергетичного балансу та підвищення їхньої ефективності. Показано, що термоядерна енергетика є перспективним напрямком для подолання таких проблем як обмеженість запасів викопного палива, зростання викидів CO<sub>2</sub> і негативний вплив на клімат.

Результати проведених обчислень енергобалансу в магнітному термоядерному реакторі свідчать про те, що навіть для реакторів середньої потужності поки що важко забезпечити компактність конструкції, оскільки серйозним обмеженням є здатність матеріалів витримувати теплові навантаження. Так, у реакторі потужністю 100 МВт у стаціонарному режимі для безпечних теплових навантажень на першу стінку необхідна площа внутрішньої поверхні тороїдальної камери не менше за 290 м<sup>2</sup>, що визначає мінімальні геометричні розміри установки. Але прогрес у матеріалах для першої стінки, що відбувається в останні десятиліття, дозволить зробити термоядерні реактори більш компактними. Якщо великі термоядерні електростанції з потужністю в кілька ГеВ можуть стати перспективним рішенням для забезпечення екологічно чистою електроенергією великих індустріальних центрів, то компактні термоядерні реактори малого і середнього розміру є перспективними для забезпечення електроенергією критичної інфраструктури великих міст і у цій ролі будуть затребувані у концепціях розподіленої генерації електроенергії (smart grid). Успішна реалізація таких реакторів можлива за подальшого вдосконалення технологій магнітного утримання плазми і матеріалів для першої стінки реакторів.

Отже, що термоядерна енергетика має значний потенціал як джерело чистої, безпечної та стійкої енергії, але її широкомасштабне впровадження вимагає розв'язання низки технічних та економічних проблем.

## СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

1. 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).
2. G. McCracken, P. Stott. Fusion: The Energy of the Universe (2013).
3. N. Nakicenovic, J. M. Jefferson. Global Energy Perspectives to 2050 and Beyond (1995).
4. S. Kawata, T. Karino, A. I. Ogoyski. Matter and Radiation at Extremes, Vol. 1, Issue 2 (2016).
5. S. Entler, J. Horacek, T. Dlouhy, V. Dostal. Approximation of the Economy of Fusion Energy (2018).
6. J. P. Freidberg, F. J. Mangiarotti, J. Minervini. Designing a Tokamak Fusion Reactor — How Does Plasma Physics Fit In? (2015).
7. S. Entler, J. Horacek, O. Ficker, et al. Estimation of Fuel Operating Ranges of Fusion Power Plants (2023).
8. V. A. Chuyanov, M. P. Gryaznevich. Modular Fusion Power Plant (2017).
9. T. Lunt, M. Bernert, D. Brida, P. David, M. Faitsch, O. Pan, D. Stieglitz. Compact Radiative Divertor Experiments at ASDEX Upgrade and Their Consequences for a Reactor (2023).
10. C. Bachmann, M. Siccino, A. Ciula, P. Fanelli, G. Federici, L. Giannini, C. Luongo, P. Pereslavytsev, X. Sarasola, T. Steinbacher, H. Zohm. Re-design of EU DEMO with a Low Aspect Ratio (2024).
11. 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).
12. Michel Koenig, David Crandall, Ho-Kwang Mao, Ke Lan. Matter and Radiation at Extremes: Prospects and Impact (2021).
13. Thomas J. Compact Fusion Reactor, CFR (2017).

14. IAEA: Annual Report 2023. <https://www.iaea.org/sites/default/files/gc/gc68-2.pdf>
15. Francis F. Chen. *An Indispensable Truth. How Fusion Power Can Save the Planet.* Springer-Verlag, New York (2011).
16. Radian Belu. *Smart Grid Fundamentals: Energy Generation, Transmission and Distribution.* CRC Press (2022).
17. Michel Claessens. *ITER: The Giant Fusion Reactor. Bringing a Sun to Earth.* Springer, Copernicus Books (2023).
18. T. Lunt et. al. and the ASDEX Upgrade team. *Compact Radiative Divertor Experiments at ASDEX Upgrade and Their Consequences for a Reactor* (2023).
19. B.J. Merrill, S.C. Jardin, M. Ulrickson, M. Bell. *Dynamics and energy flow in a disrupting tokamak plasma.*
20. P.C. Stangeby and G.M. McCracken. *Plasma boundary phenomena in tokamaks* (1990).
21. 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).