

ТЕХНЕТИКО-ЕКОЛОГІЧНИЙ АНАЛІЗ СТАНУ ТА ПЕРСПЕКТИВИ СВІТОВОЇ ЕНЕРГЕТИКИ

Кордуба І.Б.¹, Патлашенко Ж.І.²

¹Київський національний університет будівництва і архітектури
Повітрофлотський проспект, 31, 03680, м. Київ

²Державна екологічна академія післядипломної освіти та управління
вул. Митрополита Василя Липківського, 35, 03035, м. Київ
uaror-korduba@ukr.net, deazh@ukr.net

Головною рисою сучасної світової енергетики є її стабілізація і навіть зниження відносного питомого споживання енергії на кожного мешканця Землі. Причиною цього стала економія енергоресурсів у розвинених країнах, впровадження енергозберігаючих технологій та збільшення кількості енергетичних мало потужних нетрадиційних відновлюваних джерел енергії (НВДЕ). Але ця вимушена економія викликана не браком ресурсів, а збільшенням продуктивності технологій видобування, спалювання і переробки первинних енергоресурсів. Крім того, у нафтогазовому світовому секторі відбулася низка ефективних проривних і революційних технологічних змін. Отже сучасна енергетика розвивається шляхом підвищення коефіцієнтів корисного використання вже освоєваних енергоресурсів з одночасним підвищенням питомої потужності енергоустановок, тобто шляхом збільшення обсягів видобутку енергоресурсів без (або за) незначної зміни трудовитрат. Тому НВДЕ в статусі енергозберігаючих технологій не є перспективними для великої енергетики оскільки усі НВДЕ мають низькі питомі коефіцієнти концентрації енергії. А економія викопних енергоресурсів за допомогою НВДЕ підпорядковується закону насичення – первинних паливно-енергетичних ресурсів неможливо зекономити більше ніж їх було видобуто. Це означає, що у перспективі енергетичний прогрес не зможе обійтися без потужного освоєння ядерно-енергетичних ресурсів, без нових проривних та революційних енергетичних технологій за умови їх найвищої, і в першу чергу, абсолютної медико-екологічної безпеки. В роботі виконано критеріальний аналіз впливу роботи теплових електростанцій (ТЕС) та АЕС на населення та на довкілля за допомогою використання таких критеріїв, як енергетичний баланс, вплив на довкілля, екологічна та ядерно-екологічна безпека, скорочення запасів матеріально-паливних ресурсів, без врахування потенційних можливостей наукових, науково-технологічних проривів або науково-технологічних революцій в світовій ядерній енергетиці. Результати аналізу показують, що безумовне виконання головних вимог ядерно-екологічної безпеки та біосумісності можливе тільки у так званому хвильовому ядерному реакторі покоління G-V, який на відміну від реакторів попередніх поколінь III, III+ і IV, не потребує надкритичного завантаження активної зони ядерним паливом і тому, принциповим чином, в силу закладених в нього ядерно-фізичних законів, ні за яких умов не може вибухнути і викликати руйнування реакторної зали. А можливість спалювання в ньому ядерного палива на основі U238 та Th232 розширює запаси енергетичного ядерного палива практично до невичерпності. В активній зоні цього реактора реалізуються ядерно-фізичні процеси, керовані фізичним законом, які виключають участь оператора в регулюванні реактивності активної зони реактора, що робить його реакторам з найвищим на сьогодні рівнем ядерно-екологічної безпеки в основу якої покладено принципи, так звані, внутрішньої безпеки, вільної від людського фактора. *Ключові слова:* технетика, ядерно-екологічна безпека, хвильовий реактор, ядерний паливний цикл, біосумісність.

Technical and environmental analysis state and prospects of world energy. Korduba I., Patlashenko Zh.

The main feature of modern world energy is its stabilization and even reduction of the relative specific consumption of energy for each inhabitant of the Earth. The reason for this was the saving of energy resources in developed countries, the introduction of energy-saving technologies and an increase in the number of low-power non-traditional renewable energy sources (NRE). But this forced economy is not caused by a lack of resources, but by increased productivity of technologies for extraction, combustion and processing of primary energy resources. In addition, a number of effective breakthrough and revolutionary technological changes have taken place in the global oil and gas sector. Therefore, modern energy is developing by increasing the coefficients of useful use of already developed energy resources with a simultaneous increase in the specific capacity of power plants, that is, by increasing the volume of energy resources extraction without (or with) a slight change in labor costs. Therefore, renewable energy sources in the status of energy-saving technologies are not promising for the large energy industry, since all renewable energy sources have low specific coefficients of energy concentration. And the saving of fossil energy resources with the help of renewable energy sources is subject to the law of saturation – primary fuel and energy resources cannot be saved more than they were extracted. This means that in the future, energy progress will not be able to do without the powerful development of nuclear energy resources, without new breakthrough and revolutionary energy technologies, provided they are of the highest, and first of all, absolute medical and environmental safety. In the work, a criterion analysis of the impact of the operation of thermal power plants (TES) and nuclear power plants on the population and the environment was performed using such criteria as energy balance, impact on the environment, ecological and nuclear-ecological safety, reduction of stockpiles of material and fuel resources, without taking into account the potential possibilities of scientific, scientific and technological breakthroughs or scientific and technological revolutions in the world nuclear energy. The results of the analysis show that the unconditional fulfillment of the main requirements of nuclear environmental safety and biocompatibility is possible only

in the so-called wave nuclear reactor of the G-V generation, which, unlike reactors of the previous generations III, II+ and IV, does not require supercritical loading of the active zone with nuclear fuel and therefore, in principle, due to the nuclear-physical laws embedded in it, under no circumstances can it explode and cause the destruction of the reactor hall. And the possibility of burning nuclear fuel based on U238 and Th232 in it expands the reserves of energetic nuclear fuel almost to inexhaustibility. In the active zone of this reactor, nuclear-physical processes governed by physical law are implemented, which exclude the operator's participation in regulating the reactivity of the reactor's active zone, which makes it the reactor with the highest level of nuclear-environmental safety today, which is based on the principles of so-called internal safety, free from the human factor. *Key words*: engineering, nuclear environmental safety, wave reactor, nuclear fuel cycle, biocompatibility.

Мета роботи. Провести дослідження екологічного стану, особливостей розвитку технологій та енергетичних джерел сучасної світової енергетики – теплові електростанції, нетрадиційні відновлювальні джерела та ядерні джерела енергії, а також визначити найбільш перспективні ядерні енергетичні технології з урахуванням їх найвищої ядерно-екологічної безпеки та значного розширення їх ресурсно-паливної бази.

Актуальність роботи. Вимогам ядерно-екологічної безпеки реакторів нового покоління G-V повною мірою відповідає тип реактора з внутрішньою безпекою та біосумісністю [1]. Його найважливішою перевагою є можливість використовувати як ядерне паливо природний або навіть технічний уран, а також відпрацьоване в інших реакторах ядерне паливо. Такий фізичний підхід до ядерно-екологічної безпеки дозволяє виключити у паливному ядерному циклі екологічно небезпечні процеси збагачення ядерного палива та вирішити проблему паливних ресурсів для ядерної енергетики на сотні років у майбутньому, окрім усього вирішити проблему накопичення та утилізації відпрацьованого ядерного палива у біосфері. У реакторах покоління G-V також відсутня система регулювання реактивності реактора, а ступінь вигорання ядерного палива може досягати 30-70%. При цьому він може бути створений як реактор з великою паливною кампанією, тобто працюватиме десятки років без перезавантаження його активної зони ядерним паливом. Таким чином системні дослідження ядерно-екологічної безпеки ядерних енергетичних технологій покоління G-V не виконувалися, що підкреслює важливість і актуальність даної роботи.

Викладення основного матеріалу. Протягом усієї своєї історії людство безперервно стикається з проблемами енергозабезпечення. Для вирішення цих проблем завжди освоювалися нові види енергоресурсів з вищою енергоємністю та продуктивністю їх видобутку в порівнянні з попередніми. Кожен такий енергетичний перехід супроводжувався енергетичними кризами. Прикладом цього може бути нинішній четвертий енергоперехід. В результаті такий шлях розвитку світової енергетики привів до виснаження невідновлюваних викопних енергоресурсів і, як наслідок, до чергової екологічної кризи та до посилення екологічних вимог до існуючих та нових енергосистем.

Рівень викидів і відходів при виробництві електроенергії досягнув рівнів, на яких відбувається

руйнування та знищення земних екосистем і зміна характеристик земних геосфер. Прикладом цього є проблема кліматичного нагрівання в глобальній системі «підстилаючи поверхня – атмосфера Землі». У цій ситуації кількісне збільшення енергетичних потужностей, з вже досягнутими виробничими показниками, при спалюванні органічного палива та використання ядерної енергії стає екологічно небезпечним і економічно недоцільним. Однак у найближчі десятиліття реальної альтернативи вуглеводневому та ядерному паливу для глобального виробництва базової електро- та теплоенергії поки що немає і не передбачається.

Суперечність науково-технічного прогресу та збереження рівноважного стану навколишнього середовища можна вирішити лише частково шляхом підвищення ефективності та чистоти виробництва електроенергії та створенням нових енергозберігаючих технологій. Але для цього необхідні величезні фінансові та матеріальні ресурси, що призведе до підвищення вартості електроенергії, а внаслідок подорожчання ресурсів та продуктів виробництва. Тому на сьогодні обрано шлях інтенсивного впровадження у практику нетрадиційних відновлюваних джерел енергії (НВДЕ). Саме цей підхід покладено в основу нинішнього четвертого енергетичного переходу, мета якого – досягнути нульового рівня викидів кліматично небезпечних атмосферних забруднювачів, вироблених світовим паливним енергокомплексом.

Однак важливо зауважити, що головною рисою перших двох десятиліть нинішнього століття світової енергетики стала її певна стабільність і навіть деяке зниження питомого споживання енергії у світі на кожного жителя Землі. Причиною цьому стала економія енергоресурсів у розвинених країнах, впровадження енергозберігаючих технологій та збільшення кількості енергетичних установок малої потужності на основі нетрадиційних відновлюваних джерел енергоресурсів (НВДЕ) – сонячної енергії, вітру, геотерміки, припливів та ін. Однак важливо розуміти те, що ця примусова економія викликана не браком ресурсів, а збільшенням продуктивності технологій видобування, спалювання і переробки первинних енергоресурсів. Крім того, у нафтогазовому світовому секторі відбулася низка ефективних проривних і революційних технологічних змін. Усе це говорить про той факт, що сучасна енергетика розвивається шляхом підвищення коефіцієнтів корисного використання вже освоєваних енергоресурсів

з одночасним підвищенням питомої потенційної потужності установок, що черпають і виробляють енергію з доквілля, тобто шляхом збільшення обсягів видобутку енергоресурсів без (або за) незначної зміни трудовитрат. Тому НВДЕ в статусі енергозберігаючих технологій не можуть бути перспективними для великої енергетики, хоча б в силу того, що усі НВДЕ є технологіями з низьким питомим коефіцієнтом концентрації енергії, а економія копалин енергоресурсів за допомогою НВДЕ підпорядковується закону насичення – первинних паливно-енергетичних ресурсів (ПЕР) неможливо заощадити більше ніж їх було вироблено. Це означає, що у перспективі прогрес енергетики не зможе обійтися без потужного освоєння ядерно-енергетичних ресурсів, без проривних та революційних енергетичних за умови їх найвищої, і в першу чергу, абсолютної медико-екологічної безпеки.

На сьогодні світова енергетика щорічно споживає близько 11 млрд. тон умовного палива, при тому, що в останні десятиліття частка електроенергії у світовому енерговиробництві стабілізувалася на у межах 23–26%. А споживання первинних природних енергоресурсів усією світовою електроенергетикою становить близько 2,7 млрд. тон у. т. – з них 11% – нафта, 29% – газ і 60% – вугілля. При цьому доведених запасів вугілля може вистачити трохи більше, ніж 200 років. А нафта і газ, можуть закінчитися значно раніше. Оцінки запасів традиційного палива складають $1,3 \cdot 10^{13}$ тон у. п., що приблизно у 10 разів більше доведених запасів в основному для вугілля. Всі інші ресурси поки що не є визначальними, незважаючи на їхній основний внесок у розвиток окремих регіонів.

Газова частка у виробництві теплової та електричної енергії може бути зменшена на користь вугільної та ядерної енергетики. Але екологічні показники вугілля змушують згорти його видобуток на користь декарбонізації світової енергетики. А великі енерго-теплові втрати на АЕС, величезна капіталомісткість ядерних новобудов, загроза нових ядерно-екологічних аварій і катастроф, відсутність технологій екологічно безпечної утилізації та переробки радіоактивних відходів викликають потужний соціальний та цивілізаційний опір розвитку ядерної енергетики на традиційній технологічній основі. Отже глобальне енергетичне майбутнє неможливе без суттєвого технологічного оновлення та розвитку нинішньої ядерної енергетики з урахуванням можливих проривних та революційних ядерно-енергетичних технологій які вже формуються і заявляють про себе в рамках світового науково-технічного та технологічного прогресу.

За даними МАГАТЕ головними споживачами урану у 2021 році були: – 437 ядерних енергоблоків потужністю біля 390 ГВт, їх споживання приблизно 62,5 тис. тон урану за рік. За увесь 2021 рік об'єми спотових трансакцій на урановому ринку становили 37,3 тис. тон, на довгостроковому ринку – 27,7 тис.

При цьому частина, спалюваного на АЕС урану, отримується з вторинних джерел.

Аналіз впливу роботи теплових електростанцій (ТЕС) та АЕС на навколишнє середовище. Головними критеріями для такого аналізу можуть служити характеристики неуправляваних пило-газових викидів в атмосферу, твердих відходів, теплових викидів, електромагнітних полів ліній електропередач, шумових впливів, підвищення регіонального та глобального радіаційного фону, зміна природного рельєфу та природних умов місцевості, механічні та інші порушення ґрунтів, не виправдане вилучення та критичне забруднення відходами великих родючих територій, надмірне промислове водокористування підприємствами енергетичного сектору, зміна альbedo та термічного режиму навколишнього середовища.

Важливо також звернути увагу на вельми незначне збільшення коефіцієнта корисної дії (ККД) енергоустановок при величезному збільшенні обсягів палива, що спалюється. Така диспропорція спричиняє глобальні екологічні трансформації. Отже, з екологічної точки зору необхідно подальше пріоритетне збільшення ефективності використання енергії.

Антропогенні фактори характерним чином змінюють навколишнє середовище: 1) скорочення площі з природними екосистемами із загальнопланетною швидкістю 0,5% щорічно; 2) опустелення земель вже призвело до втрати 4,5 млрд. га (35% суші); 3) скорочення біорізноманіття – за останні 100 років зникли понад 25 тис. видів вищих рослин та понад 1 тис. видів хребетних; 4) посилення атмосферного забруднення парниковими газами – діоксид вуглецю, оксид азоту, метан, фреони, водяна пара, при цьому світовий паливно-енергетичний комплекс (ПЕК) постачає 70–75% хімічних промислових забруднювачів та 70% теплового забруднення атмосфери. У загальному забрудненні атмосфери відходами ТЕС становить: викиди пилу – 20%, діоксидів сірки – 50%, оксидів азоту – 30%. А всі ТЕС разом викидають 60% оксидів азоту, 45% – оксидів сірки та 38% – золи.

Надходження в доквілля металів із зольними викидами від ТЕС багатократно перевищує їх світове промислове виробництво: миш'як – у 6, германій – у 2550, вісмут – у 3, берилій – у 80, скандій – у 600, кобальт – у 12, галій – у 5000, уран – у 70 разів. Водночас викиди вугільного урану з вугільними золами кам'яного та бурого вугілля на ТЕС у всьому світі становлять близько 200 тис. т. на рік. При цьому вплив ТЕС на радіаційний фон і відповідно на здоров'я громадян та на об'єкти доквілля значно перевищує внесок працюючих АЕС у безаварійному режимі. Головним чином АЕС викидають інертні радіоактивні гази у кількості біля 20 Кі/добу, або приблизно 1 % від норм гранично допустимих концентрацій (ГДК).

Токсичні викиди CO₂ від ТЕС, становлять близько 10% його природного виділення. Токсичний вплив CO₂ проявляється при 3–4% його концентрації в повітрі. Найбільш токсичним є сірчистий ангідрид SO₂, що становить 99% від накопичуваних в Світовому океані сірчистих викидів від ТЕС. Окиси азоту NO₂ руйнують озоносферу – одна тонна NO₂ руйнує 1000 тонн озону. Нарешті, в результаті порушення режимів спалювання відбувається неповне згоряння палив з утворенням канцерогенних поліциклічних ароматичних вуглеводнів (ПАУ) і в тому числі бензопірену.

Дослідження процесів переносу твердих частинок в атмосфері та її самоочищення показують, що частинки розміром більше 10 мкм відносно швидко випадають на землю, а частки 4–10 мкм піднімаються з димом на висоту до 1 км і розсіюються в радіусі до 2–3 тис. км. Частинки менше 4 мкм погано осаджуються з краплями дощу та випадають на поверхні Землі з висоти 1 км протягом року. Фільтри не здатні вловлювати саме тверді мікрофракції з високим вмістом радіонуклідів. При цьому складники радіоекологічного впливу такі: ядерна енергетика – 0,03%; авіатранспорт – 0,1%; радіолюмінісцентні виробни – 0,1%; ядерні випробування – 0,77%; природне радіоекологічне тло – 23%; медицина – 34%; дози опромінення продуктами розпаду радону в приміщеннях – 42%, їх: природний газ – 4%; вода – 5%; навколишнє повітря – 13%; стіни та ґрунт під будівлею – 20%. Медична норма рівня радіаційного опромінення становить 20 мкр/год.

Гранично допустимі концентрації радіоактивних ізотопів (Бк/м³) у повітрі значно різняться залежно від типу радіонукліду і становлять, наприклад, 10⁻² Бк/м³ для Cf249, 10⁴ для Ca45, 10⁵ для Т – тритію. Річна ефективна колективна еквівалентна доза, що створюється космічним випромінюванням, становить 28 мбер при медичній нормі гранично допустимої річної дози в 100 мбер. Питома активність природного фону випромінювання ґрунту варіюється залежно від місцевості і становить 100–700 Бк/кг для K40, 10–50 Бк/кг для U238 і Th232.

Активність нуклідів, що викидаються в атмосферу від ТЕС, залежить від їхньої концентрації у вугіллі: 10–70 Бк/кг для K40, 3–520 Бк/кг для U238, 3–320 Бк/кг для Th232, від зольності вугілля, температури спалювання та від типу фільтруючих систем. Глобальна щільність радіоактивного забруднення ґрунту внаслідок спалювання вугілля на 4–7 порядків нижче за норми ГДК.

При штатній роботі АЕС річна середня колективна доза на 1 ГВт(ел) становить 0,02% середнього рівня природного фону. Вона складається з надходжень прямо з копальні – 20 ТБк Кр222; з переробного заводу – 0,9 ТБк; з хвостосховища – 1 ТБк (терабеккерель). З іншого боку, цих стадіях виділяється 0,0016 ТБк ізотопів U, Th, Ка, РЬ, Ро. У повітря викидається 105 ТБк радіоактивних інертних

газів, 3·10³ ТБк продуктів активації, 550 ТБк тритію, 0,74 ТБк С14, 0,46 ТБк I131 і 0,056 ТБк продуктів поділу U238 у вигляді радіоактивних аерозолі, Хе135 (96%). Крім того, є рідкі радіоактивні відходи із сумарною активністю 5,7 ТБк. Ці додаткові джерела призводять до сумарної колективної еквівалентної дози на населення світу близько 570 людино-бер/ГВт(ел), що менше за 0,005% від рівня природного радіоактивного фону.

Отже, якщо не враховувати теплового забруднення довкілля та величезного споживання прісної води, самі АЕС у проектних експлуатаційних режимах їх роботи виглядають найбільш екологічними серед усіх енергоджерел світового енергетичного комплексу (ПЕК) через їх відповідність критеріям екологічності та вищого коефіцієнта перетворення тепла на електричну енергію, порівняно з середнім коефіцієнтом для всього ПЕК.

Однак будівництво нових АЕС стикається із протидією різних факторів. Вже в перші роки свого становлення ядерна енергетика США зазнала на собі багато ударів з боку громадськості та екологів, які зруйнували її екологічний ореол.

Основа сучасної ядерної енергетики становлять реактори типу ВВЕР, PWR, BWR на теплових нейтронах, у яких можна спалювати лише 1–2% природного урану. У США, Франції, Великобританії та інших країнах були побудовані експериментальні реактори на швидких нейтронах. Проте досі ще не створено надійних безпечних технологій швидких реакторів із закритим ядерним паливним циклом придатних для їх впровадження в промисловість.

Рівні викидів та скидів радіоактивних речовин на АЕС України у навколишнє середовище за даними НАЕК «Енергоатом»: газо-аерозольні викиди інертних радіоактивних газів, радіонуклідів йоду, довго існуючих нуклідів та водні скиди радіонуклідів цезію-137, кобальту-60, тритію. у першому півріччі 2018 року не перевищували 1,5% допустимих рівнів погоджених з Міністерством охорони здоров'я України. А середня індивідуальна річна доза опромінення персоналу АЕС, який обслуговує ядерні установки (категорія А), за даними НАЕК «Енергоатом» також в кілька разів нижча за ліміт. Наприклад, за 2017 рік доза опромінення не перевищила 1 мЗв. Це 5% від ліміту річної дози опромінення для персоналу категорії А – від 20 мЗв. У першій половині 2018 р., опромінення персоналу було в межах 0,5 мЗв. У 2017 р., реальні рівні викидів та скидів радіоактивних речовин українських АЕС не перевищували 1% допустимих значень. Допустимі рівні розраховано так, щоб радіонукліди, які можуть потрапити з АЕС у довкілля, були б меншими встановлених норм 40 мЗв від газо-аерозольних радіоактивних речовин та 10 мЗв від радіоактивних речовин, що виносяться у довкілля з водними скидами.

Розвиток ядерної енергетики також потужним чином стримується потенційною можливістю важ-

ких запрокнених аварій із руйнівним розплавленням активної зони реактора, з величезними ядерно-екологічними наслідками та економічними збитками. Залишаються також не вирішені складні проблеми тривалого зберігання та переробки відходів у вигляді відпрацьованого/опроміненого ядерного палива. Наприклад, згідно з нормативами Управління захисту навколишнього середовища США, зберігання відходів повинно тривати не менше 10 тисяч років, щоб уникнути в майбутньому екологічних і економічних труднощів. Все це призвело до того, що в різних країнах Європи відбувається повне закриття АЕС із застарілим обладнанням. А заміна вилучених потужностей здійснюється викопними ресурсами та НВДЕ. Це означає, що у зв'язку з обмеженням паливних ресурсів, а також через бажання кращої якості життя, екологічні вимоги до процесів промислового вироблення електро- та теплоенергії стали найбільш жорсткими факторами. Але разом з цим на сьогодні ще не існує необхідних обґрунтувань того, щоб розглядати сучасну ядерну енергетику як базу.

Результати пошуку шляхів подолання нинішньої глобальної кризи ядерної енергетики, чинники якої стали очевидними, показують, що на цю роль можуть претендувати: 1) технології на основі ядерної енергії поділу важких елементів, 2) термоядерна енергетика і 3) сонячна енергія. Але для масштабного промислового використання сонячної енергії потрібні досить потужні акумулятори енергії і поки що немає ефективних ідей для вирішення цієї проблеми в принципі. А, створити безпечний замкнений ЯПЦ на основі швидких реакторів, ймовірно буде можливим в останні десятиліття нинішнього століття.

Непарні ізотопи урану і плутонію U-233, U-235, Pu-239 і Pu-241 діляться нейтронами будь-якої енергії, а парні U-238, Pu-240 мають енергетичний поріг, слабо діляться в спектрі нейтронів поділу і зовсім не діляться, якщо нейтрони уповільнені. І критичну масу можуть утворити лише непарні ізотопи. Але в активній зоні реакторів будуються, як правило, із суміші парних та непарних ізотопів урану, причому U-235 лише кілька відсотків. У такому суміші U-238, навіть не поділяючись, виконує свою позитивну функцію. Підхоплюючи нейтрони, U-238 перетворюється на Pu-239, який потім через два β -розпади за 2,5 дні перетворюється на дуже активно ділиться Pu-239 і на згорілі атоми U-235 виробляють інші атоми Pu-239.

Важлива характеристика будь-якого реактора – це коефіцієнт відтворення (КВ), що визначається ставленням числа утворених активних атомів до зниклих. У реакторах на теплових нейтронах КВ $\approx 0,5$ і горить фактично тільки U-235. У швидких реакторах (БР) КВ $> 1,0$ і в них відбувається не тільки виділення енергії, а й збільшення (розмноження) кількості атомів, що активно діляться. Іншими словами, відбувається залучення U-238 у процес розподілу через плутоній. Ця обставина має важливе значення.

Серед аргументів противників сучасної ядерної енергетики є те, що за інтенсивного розвитку ядерної енергетики вона вичерпає свій паливний ресурс у вигляді U-235 у найближчі кілька десятиліть. Але цей елемент повністю втратить чинність, якщо в роботу включаються швидкі реактори-розмножувачі, а також більш економічні, наприклад, з великим вигоранням палива до $\sim 50\%$, порівняно з сьогоднішнім $\sim 2\%$ і перспективні реактори майбутнього, тобто реактори покоління GV.

Крім всього, повномасштабна війна проти України вже негативно впливає на процеси ядерного роззброєння. Це означає, що очікувати на вивільнення величезної кількості ядерних матеріалів, у розрахунковій кількості близько 100 т Pu-239 і 1000 т U-235, у найближчі 10 років не відбудеться. Такої кількості матеріалів, що діляться, вистачило б на 40 років роботи всіх експлуатованих АЕС у світі.

При тому, що в природі урану U-238 у 140 разів більше, ніж U-235, у разі реакторів покоління G-V рентабельною стає також видобуток урану з «бідних руд», запаси яких значно більші, і навіть видобуток урану з граніту та морської води. У результаті база ядерної енергетики стає практично необмеженою.

Щодо енергетики на основі керованого термоядерного синтезу (КТС) слід зазначити те, що сьогодні у фахівців мало сумнівів, що одноразове запалення термоядерного палива з масою ≤ 1 мг у лабораторних умовах може бути досягнуте в найближче десятиліття за допомогою потужних лазерів або потужного імпульсного електричного розряду (Z-пінча).

Тому порівняння енергетичних можливостей традиційних легководних ядерних реакторів поділу та синтезу має велике значення для формування майбутніх шляхів розвитку енергетики.

Критерії, якими проводиться порівняння, можна розбити на групи з урахуванням ієрархії ознак за рівнем їх важливості.

Основним критерієм є **енергетичний баланс**, тому, що якщо немає позитивного енергетичного виходу, то немає і предмету обговорення. Щоб енергетична установка була виправдана економічно, потрібно, щоб коефіцієнт посилення енергії був 100. Незважаючи на те, що питома калорійність дейтерій-тритієвого палива в 4 рази вище, ніж у актиноїдів, коефіцієнт посилення енергії синтезу значно поступається поділу. Це пов'язано з тим, що енергетичні витрати при виробництві енергії на АЕС в основному пов'язані з видобутком і переробкою вихідної сировини, а безпосередні витрати на здійснення реакції поділу відсутні, звичайно якщо не брати до уваги витрати на власні потреби АЕС, що складають в середньому близько 5% від виробленої енергії.

Для реакцій синтезу ситуація протилежна: видобуток дейтерію відносно недорогий, а тритій виробляється супутньо «само собою» в реакторі, але створення умов ефективного перебігу реакції син-

тезу є надзвичайно енергоємним процесом, і хоча теоретичні оцінки показують можливість отримання значних коефіцієнтів термоядерного посилення енергії, для здійснення практичних кроків в цьому напрямку ще потрібно дуже багато років. В результаті перевага ядерного синтезу перед ядерним поділом у суто енергетичній області то, можливо обумовлено великими запасами палива, що має значення у розвиток енергетики у майбутньому.

Другим екологічним критерієм є **вплив на довкілля**. Цей екологічний критерій має два аспекти: вплив на біосферу у процесі видобутку та виробництва палива, роботи реактора та на стадії утилізації відходів. При роботі реактора треба брати до уваги наведену радіоактивність у конструкційних матеріалах установки та теплове забруднення. Діапазони допустимого радіоактивного впливу становлять від 40 мкЗв (у США) до 100 мкЗв (в Італії) у рідині та 100-1000 мкЗв в атмосфері. Значення річної дози природного фону Землі коливаються залежно від місця виміру від 1,5 до 15 мЗв, досягаючи окремих місцях значення 50 мЗв.

Середнє значення індивідуальної дози, отриманої персоналом різних АЕС за 2001 рік, перебуває у діапазоні 0,75–4,30 мЗв/год. Середнє значення річної дози мегаполісу становить близько 3 мЗв з флуктуаціями приблизно 30%.

Існують два основних фактори можливого радіаційного впливу АЕС на навколишнє середовище: газоаерозольні викиди через систему повітряної вентиляції та скидання охолоджувальної води в ставки-охолоджувачі. Максимальна індивідуальна річна доза населення на територіях розміщення АЕС від газоаерозольних викидів, за найнесприятливіших обставин становить 1–10 мкЗв, залежно від типу ядерного реактора. Реальні індивідуальні річні дози опромінення населення на територіях розташування АЕС України за 2022 рік за найконсервативнішими оцінками не перевищили в середньому: 0,1 мкЗв для АЕС з реакторами типу ВВЕР-1000; 0,5 мкЗв для АЕС з реакторами ВВЕР-440. Для АЕС з реакторами типу РБМК не більше 2 мкЗв.

Радіоактивні та інші відходи виробництва утворюються при видобутку та транспортуванні палива, а також під час роботи ЯЕРБ. Для реакцій синтезу довгоживучі радіоактивні або високотоксичні відходи відсутні. При регламентованій проектом роботи Міжнародного термоядерного експериментального реактора (ІТЕР) головну радіоекологічну небезпеку становить дифузія тритію. Активність 1 г тритію становить 360 ТБк (9700 Ки). Тому емісія 1 мг тритію на день при нормальній роботі ІТЕР призводить до річної дози опромінення 5,5 мкЗв. Для різних варіантів ІТЕР емісія тритію в проектному режимі роботи коливається в інтервалі 4–9 мг/добу [2, 3], а річний внесок у загальний радіаційний фон з урахуванням дифузії тритію за межі ІТЕР не перевищує 45 мкЗв (3%).

Третім важливим критерієм є **безпека**. Активні зони ядерних енергетичних реакторів поділу працюють у критичних умовах, оскільки початкове завантаження палива для швидкого реактора БН-600 дорівнює 32 т, для ВВЕР – 169 т, і для водо-графітового – 204 т. У термоядерних реакторів цей недолік відсутній, оскільки потенційні аварії можуть викидати лише тритій. Аварійний викид 1 г тритію дає еквівалентну результуючу дозу від 0,7 до 2,5 мЗв. Ці значення набули за допомогою різних моделей перенесення тритію в атмосфері при характерній висоті станції 100 м у радіусі 1 км навколо АЕС. Аварійний викид 100 г тритію з активністю 106 Ки створює максимальну дозу в радіусі 2 км не вище 5 мкЗв при швидкості вітру 5 м • с-1. небезпеки енергетичної установки. Очевидно, вона буде нижчою, ніж для АЕС.

У якості четвертого критерію доцільно є **запаси матеріально-паливних ресурсів**. Запаси дейтерію у навколишньому середовищі величезні. Вони на 8 порядків вищі, ніж для урану, і сягають 10^{20} тон при його повній утилізації. В природі тритій не зустрічається, але він відтворюється в банкеті реактора в результаті ядерних реакцій $Li^6(n,\alpha)T$, $Li^7(n,2n)Li^6$, $Li^7(n,n\alpha)T$ і тому його лімітуючим фактором є літій. В енергетичній установці потужністю 1 ГВт (е) за рік спалюватиме близько 100 кг дейтерію та 300 кг літію [4, 5]. Отже, якщо термоядерні електростанції будуть виробляти 20 Дж/рік, тобто. 50% нинішньої потреби в електроенергії, то загальне споживання дейтерію та літію становитиме відповідно 60 і 180 тонн/рік. Це означає, що дейтерію, що міститься у воді (0,015%), вистачить на мільйони років. А розвідані рудні запаси літію становлять $(8-10) \cdot 10^6$ тон, і для такого споживання їх вистачить на 75 тисяч років.

Наступним, п'ятим, критерієм є **економічні показники**. Порівнювати вартість вироблення електрики для ще не створеного, навіть значними міжнародними зусиллями, Міжнародного термоядерного реактора ІТЕР з вже реальними енергоустановками, і термін створення якого зовсім невідомий, що вже експлуатуються, буде не коректним порівнянням. А конкурентність економіки реактора ІТЕР у перспективі залежатиме від ціни паливних запасів, що вичерпуються, але передбачити цю ціну на невизначено віддаленому часі, неможливо. Але якісні оцінки все ж можливі. Питомі витрати на одиницю потужності для ядерних енергетичних реакторних установок поділу та синтезу приблизно рівні, але для ІТЕР витрати на тривале зберігання відходів не потрібні. Значні витрати на синтез-енергетиці будуть пов'язані з дорогою амортизацією обладнання, яке буде забезпечувати умови термоядерної реакції, наприклад лазери та прискорювачі. У принципі цю проблему можна вирішити, якщо будуть реалізовані умови для отримання критерію енергетичного посилення $G \approx 100$ і тоді швидкість розвитку наукових досліджень ядерного синтезу стане визначальним

фактором для розвитку світової енергетики можливо вже в нинішньому столітті.

Таким чином, для енергетичного забезпечення суспільства в майбутньому потрібна енергетика з практично необмеженим паливно-матеріальним ресурсом, з еталонною ядерно-екологічною безпекою та екологічно чистим ядерним паливним циклом. Зрозуміло, що таким вимогам багато в чому відповідає термоядерна енергетика. Але дослідження та експерименти з ядерного синтезу вкрай дорогі і мають велику енергоемність.

У такій ситуації потрібні значні первинні ресурси для створення безпечної та екологічно чистої енергетики майбутнього для утворення яких необхідно покращувати економіку використання ІТЕР і зменшити зростання чисельності нашої цивілізації. В результаті нинішніх демографічних процесів народжуваність на тлі енергоспоживання, що стабілізувалося, вже дуже помітна в розвинутих країнах з фертильністю в два рази нижче порога простого відтворення людського капіталу. І цей демографічний тренд є природним демпфером енергетичної кризи, що розвивається.

Результати представленого у роботі критеріального аналізу були отримані з без врахування потенційних можливостей наукових, науково-технологічних проривів або науково-технологічних революцій в світовій ядерній енергетиці.

Для ліквідації нашої залежності від енергетичних криз активно розробляються теоретичні основи ядерних енергетичних реакторів нового покоління, концепція яких передбачає безумовне виконання головних вимог еталонної ядерно-екологічної безпеки та біосумісності. Найбільш перспективним серед них є так званий хвильовий ядерний реактор, який на відміну від реакторів попередніх поколінь III і IV, не потребує надкритичного завантаження активної зони ядерним паливом, і тому принциповим чином, в силу закладених в нього ядерно-фізичних законів, не може вибухнути і викликати руйнування реакторної зали і тому є біологічно та радіоекологічно безпечним реактором [6]. У даному реакторі реалізується нелінійний саморегульований режим нейтронно-подільної хвилі повільного ядерного горіння, що виключає участь оператора, внаслідок чого цей реактор найвищий рівень внутрішньої безпеки.

У перспективному хвильовому реакторі покоління G-V реалізується режим нейтронно-ділової хвилі повільного ядерного горіння в уран-плутонієвому середовищі, що ділиться. Цей новий тип реактора дозволяє виключити у паливно-ядерному циклі процедуру збагачення ядерного палива та використовувати у ньому природний і навіть збіднений технічний уран, а також відходи у вигляді відпрацьованого в інших реакторах ядерного палива. В даному реакторі в якості матеріалу для ядерного палива можна також використовувати торій [7]. І це є особливо важливим і для України, і для нової світової

ядерної енергетики, якій будуть непотрібні технології збагачення ядерних паливних матеріалів. У ньому також непотрібна система регулювання реактивності реактора, а ступінь вигорання палива може досягати 50–70% залежно від постановки завдання та вимог технічного завдання. При цьому РБВ може бути реалізований як реактор з досить тривалою паливною кампанією без перезавантаження реактора паливом.

Хвильовий реактор покоління G-V може бути реалізований і у вигляді біосумісного реактора-трансмутатора, що повністю відноситься, наприклад, до уран-плутонієвого реактора нового покоління G-V зі свинцевим сповільнювачем і теплоносієм, або з вуглецевим сповільнювачем. Цей реактор біосумісний з навколишнім середовищем, оскільки особливо небезпечні для людини та для природи нукліди-уламки реакцій поділу при поглинанні нейтронів резонансних енергій перетворюватимуться на менш небезпечні або безпечні нукліди і тому накопичення відпрацьованого ядерного палива не буде таким небезпечним для біосфери.

До реакторів G-IV фахівці іноді відносять удосконалені реактори покоління III та III+ з пасивними аварійними системами захисного аварійного охолодження, реактори на швидких нейтронах БН-600 і БН-800, які ще на протязі багатьох років, мабуть ще не займуть базове місце у світовій ядерній енергії. А розроблювані поки що лише теоретично хвильові реактори відносять до реакторів покоління G-V. Очевидно, що суть питання не в назві реакторного покоління, а в тому, що хоча БН-600 і БН-800 вже реалізовані у вигляді кількох ЯЕРБ, проте на принциповому фізичному рівні є небезпечними реакторами, як і ЯЕРБ покоління III та III+, оскільки їх активні зони вимагають надкритичного завантаження ядерного палива. З іншого боку, швидкі змогли б вирішувати проблему замкнутого паливного циклу і це, на перший погляд, прогресивний технологічний шлях у порівнянні з реакторами покоління II та II+. Але швидкі реактори розширюють можливість несанкціонованого розповсюдження ядерних матеріалів.

У дофокусімський період перспектива розширення паливної бази АЕС також пов'язувалася зі змішаним оксидно-уран-плутонієвим МОКС-паливом, оскільки економічно дуже вигідно використовувати значні кількості збройового плутонію, що вивільнився через ядерне роззброєння. Але один з головних уроків катастрофи на АЕС «Фукусіма-1», що сталася внаслідок розплавлення активної зони теплових реакторів, виявив недостатність наших знань про температурні властивості паливних нуклідів, насамперед плутонію 239, у розширеному діапазоні температур понад 1000 °K та у широких діапазонах енергетичних спектрів нейтронів. з робочими температурами теплових реакторів, що діють, на традиційному ядерному паливі. Зауважимо також, що дослідження фізики ядерного геореактора на

внутрішньому ядрі Землі також потребують знань про температурні властивості реакторних паливних нуклідів до $\sim 7000\text{K}$.

Поточний рівень досліджень та перспектив практичного створення ядерних хвильових реакторів покоління G-V. Вирішення проблем забезпечення людства енергією фахівці насамперед пов'язують з термоядерними реакторами та ядерними реакторами покоління G-V, а також з їх гібридними варіантами – ядерно-термоядерними реакторами [8–17]. На практиці ці проекти ще не реалізовані, але перспективи та значущість кожного з них для подальшого розвитку світової ядерної енергетики багато в чому залежатиме від того, який проект буде реалізовано першим та наскільки раніше. Незважаючи на взаємну конкурентність цих двох типів ядерних реакторів, вони обоє, безсумнівно, залишаються актуальними і у разі успіху займуть свою енергетичну нішу після їхнього практичного впровадження. А їх гібридні варіанти за відсутності відповідних технологічних альтернатив та ефективніших і безпечніших ядерних енергетичних технологій, швидше за все, змогли б стати базою майбутньої світової енергетики.

Противники розвитку ядерної енергетики вважають, що в результаті її інтенсивному розвитку буде вичерпано паливний ресурс ^{235}U у найближчі десятиліття. Але при цьому не застерігається, що ^{235}U повністю втратить чинність, якщо в практику будуть впроваджені ядерні реактори, що будуть ефективно працювати на природному ^{238}U . Це визначається тим, що природного ^{238}U в 140 разів більше, ніж ^{235}U , і, в такому разі стає рентабельним видобуток урану з мало збагачених руд, запаси яких значно більші, а також інші способи його фабрикації, наприклад, вилучення паливного урану з граніту та морської води. Важливо розуміти, що цими можливостями володіють і хвильові реактори покоління G-V, але за значного вищого рівня ядерно-екологічної безпеки при їх порівнянні зі швидкими ядерними реакторами.

Зазначимо, що з нових результатів досліджень кінетики та розробки хвильових ядерних реакторів, які є ядерними реакторами нового покоління G-V, впливає те, що в них можна більш ефективно спалювати вже відпрацьоване опромінене ядерне паливо (ВЯП), накопичене у великих кількостях внаслідок роботи ядерних реакторів попередніх поколінь. І тоді очевидно, що ресурси урану стають практично невичерпними.

Звичайно, є й інші важливі пріоритетні вимоги, і чільне місце серед них займають ядерно-екологічна та радіаційна безпека, які мають забезпечуватися за будь-яких неконтрольованих ситуацій з повним виключенням радіоактивного зараження як реакторного залу, промислового майданчика АЕС, а також будь-яких інших, зовнішніх, до АЕС територій. І, крім усього, ЯЕРБ на базі ЯЕРУ покоління

G-V зобов'язаний мати додатковий імперативно гарантований запас безпеки на випадок військових та терористичних дій та атак, який повинен визначатися відомою граничною щільністю потужності АЕС на одиницю площі, яка свідомо не призводить до утворення смертоносних радіоактивних та радіотоксичних слідів, від зруйнованих ЯЕРБ за будь-яких історично усереднених метеоумов для кожної конкретної локації АЕС.

Концепція ядерних реакторів покоління G-V, повинна забезпечувати наступні дві головні вимоги: – мати внутрішню безпеку ядерного реактора і мати ядерно-екологічну біосумісність з біосферою Землі. У зв'язку з цим можна дати визначення еталонно безпечного реактора покоління G-V, який за жодних неконтрольованих ситуацій не створює радіоактивного та радіотоксичного забруднення всередині та поза реакторним залом, і в якому аварія гаситься не зусиллями людини-оператора, а непохитною дією закладених у нього непорушних фізичних принципів, та законів. При цьому поняття біосумісності ядерного реактора визначається тим, що найнебезпечніші для біосфери уламки поділу, такі як технецій, йод, цезій, цирконій та ін, трансмутують безпосередньо в активній зоні реактора під впливом нейтронів і в результаті перетворюються на інші біологічно безпечні ядра. Для реалізації такої біосумісності реактор-трансмутатор має бути реактором на проміжних нейтронах.

До ядерних реакторів нового покоління пропонується також відносити два види ядерних реакторів, які поки що запропоновані лише на рівні ідеї: 1 – проекти підкритичних ядерних реакторів керуваних прискорювачами заряджених частинок ADS (accelerator driven systems); 2 – ядерні реактори-розмножувачі на розплавлених солях.

Однак, з наведених підстав, хвильові реактори з внутрішньою безпекою і з реалізацією нейтронно-ділильної автохвилі ядерного горіння, видаються найбільш перспективними ядерними реакторами. Ці реактори можна реалізувати у вигляді реакторів трансмутаторів. Наприклад, уран-плутонієвий реактор зі свинцевим сповільнювачем та теплоносієм. Тому певні у цій роботі хвильові реактори, у разі успішної практичної реалізації, швидше за все можуть стати повноцінними новими представниками реакторів покоління G-V [18–23].

У ядерних реакторах будь-якого типу визначальними фізичними процесами є нейтронно-ядерні реакції, що призводять до виділення енергії в його активній зоні, і відведення від цієї зони тепла, потім використовується для виробництва електрики. Працюючий ядерний реактор підтримується в критичному стані, коли кількість нейтронів, що виділяються, таке, що вироблена потужність практично не залежить від часу. У підкритичному режимі нейтронів з'являється менше, ніж губиться, і реакція поділу швидко згасає. У надкритичному стані, навпаки,

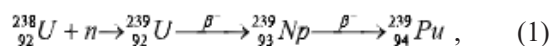
нейтронний вихід занадто великий, і це може призвести до розігріву та «вибуху» активної зони.

У традиційних ядерних реакторах критичний стан фізично нестійкий. Воно підтримується штучно за допомогою дуже складної системи керування. Відсутність такої системи призведе до виходу реактора на підкритичний або надкритичний режими. Реактор робиться із запасом реактивності/надкритичності, який компенсується введенням в активну зону реактора спеціальних поглинаючих «зайві» нейтрони стрижнів. Якщо ж у міру вигорання ядерного палива реактивність знижується, то стрижні, що управляють, частково виводяться з системи і потік нейтронів збільшується до величини, необхідної для планово-проектної роботи реактора.

Характерний час відхилення від критичного стану визначається головним чином періодом нейтронів, що запізнюються, що виділяються з уламків поділу ядер через деякий малий час після реакції розпаду. Тривалість періоду нейтронів, що запізнюються, менше однієї хвилини і ця властивість пред'являє досить жорсткі вимоги до якості і роботі керуючої системи. За цей короткий час вона має «прийняти» та реалізувати відповідне рішення та реакцію у разі виникнення непередбачених ситуацій.

Головна ідея реактора з внутрішньою безпекою є те, що паливні складові треба підібрати так, щоб його характерний час було помітно більше однієї хвилини і щоб у режимі роботи з'явилися процеси саморегулювання [24, 25].

Для досягнення такого режиму роботи в реакторі серед усіх ядерних реакцій необхідний досить помітний наступний ланцюжок перетворень:



де символами позначені ізотопи урану, нептунію та плутонію, n – нейтрон, β – позначає бета-розпад. Процес, що утворюється в результаті реакції плутоній, є основним і відразу ж використовується в активній зоні реактора паливом. Характерний час такої реакції – це час двох бета-розпадів, який приблизно дорівнює добам, що майже на чотири порядки більше, ніж для нейтронів, що запізнюються.

Саморегулюючий ефект пов'язаний з тим, що з якихось причин збільшення потоку нейтронів викликає швидке вигорання плутонію та зменшення його концентрації, і відповідно потоку нейтронів. А для утворення нових ядер протікатиме в колишньому темпі протягом 3,3 діб. А якщо раптом в результаті зовнішнього нештатного втручання, нейтронний потік різко зменшиться і в результаті зменшиться швидкість вигорання ядерного палива, що у свою чергу збільшить швидкість виробництва та напрацювання плутонію з подальшим зростанням кількості нейтронів, що утворюються в активній зоні реактора, приблизно через той же час, дорівнює кількох діб.

Висновки

1. Головною рисою сучасної світової енергетики є певна стабілізація споживання електро- та теплоенергії і навіть деяке зниження питомого споживання енергії у світі на кожного жителя Землі. Причиною цьому стала економія енергоресурсів у розвинених країнах, впровадження енергозберігаючих технологій та збільшення кількості енергоустановок малої потужності на основі нетрадиційних відновлюваних джерел енергоресурсів (НВДЕ). Однак, ця економія викликана не браком ресурсів, а збільшенням продуктивності технологій видобування, спалювання і переробки первинних енергоресурсів. Крім того, у газо-нафтогазовому світовому секторі відбулася низка ефективних проривних і революційних технологічних змін.

2. Розвиток світової енергетики йде шляхом підвищення коефіцієнтів корисного використання вже освоєваних енергоресурсів з одночасним підвищенням питомої потенційної потужності установок, тобто збільшенням обсягів видобутку енергоресурсів без (або за) незначної зміни трудовитрат. Тому НВДЕ в статусі енергозберігаючих технологій не є перспективними для великої енергетики тому, що усі НВДЕ мають низький питомий коефіцієнт концентрації енергії, а економія викопних енергоресурсів така, що за допомогою НВДЕ неможна заощадити ресурсів більше ніж їх було вироблено разом із витратами на їх видобуток. Отже у перспективі прогрес енергетики не вимагатиме потужного освоєння ядерно-енергетичних ресурсів за умови їх найвищої, і в першу чергу, абсолютної медико-екологічної безпеки.

3. Дослідження фізичних особливостей реакторів покоління G-V з внутрішньою безпекою та біосумісністю, в основу яких покладено реалізацію нейтронно-розподільчої автохвилі ядерного горіння на сьогодні набули особливої актуальності, що стимулювало вирішення багатьох важливих задач, що стосуються процесів теплоперенесення, структури активної зони, впливу кінетики радіаційних дефектів палива та фазового стану палива, теплової конвекції та перемішування для рідкого чи газоподібного ядерного палива, радіаційної стійкості конструкційних матеріалів, режимів запалювання/ініціалізації активної зони та ін.

4. В науково-технічній літературі вже обговорюються можливі конструкції хвильових ядерних реакторів покоління G-V та обґрунтовуються принципові шляхи практичного вирішення технологічної можливості реалізації режимів повільного нейтронно-ядерного горіння в активних зонах нових безпечних еакторів.

5. Усі результати досліджень кінетики хвильового нейтронно-ядерного горіння були отримані для швидких нейтронів, тобто для швидких хвильових реакторів і при цьому була виявлена проблема радіаційної стійкості стінки твела яка повинна досягати 500 с. н. а.,

і потрібно багато часу для створення конструкційних матеріалів для твелів з радіаційною стійкістю тільки до 200 с. н. а. Ця проблем стала важкою перепоною для подальшого розвитку швидких реакторів.

5. Для вирішення радіаційної стійкості стінки твелу доцільно використовувати нейтрони з ниж-

чими рівнями їх енергії, в яких теж міг би бути реалізований режим хвильового нейтронно-ядерного горіння і саме такий підхід забезпечує зниження радіаційного впливу на стінку твела і тим самим принципово вирішує усі проблеми радіаційної стійкості стінки твела.

Література

1. Кордуба І.Б., Патлашенко Ж.І. Перспективи технологічного поліпшення ядерно-екологічної безпеки та ефективності ядерної енергетики. Екологічні науки. 2023. № 1(46). С. 75–79.
2. Феоктистов Л.П. Безопасность – ключевой момент возрождения ядерной энергетики. Успехи физических наук. 1993. Том 163, № 8. С. 89–102.
3. Ядерный синтез с инерциальным удержанием. / Под ред. Шаркова Б.Ю. М.: ФИЗМАТЛИТ. 2005. 264 с.
4. Дюдерштадт Дж., Мозес Г. Инерциальный термоядерный синтез. М.: Энергоатомиздат. 1994. 304 с.
5. Теплотехника. М.: Высшая школа. 2000. 671 с.
6. A.A. Kakaev, V.D. Rusov, V.A. Tarasov, M.V. Eingorn, S.A. Chernenchenko, V.M. Vashchenko, M.E. Beglaryan. Ultraslow wave nuclear burning of uranium-plutonium fissile medium on epithermal neutrons. Progress in Nuclear Energy. 2015. 83, 105). P. 105–122.
7. А.О. Какаев, В.О. Тарасов, С.А. Чернеженко, В.Д. Русов, В.О. Сова. Хвильове нейтронно-ядерне горіння Th232 збагаченого Pu239 у теплової області енергій нейтронів. Журнал фізичних досліджень. 2020. № 24(1). С. 1–8.
8. Бабенко В.А., Енковский Л.Л., Павлович В.Н. Ядерная энергетика. Тенденции в мире и особенности Украины. Физика Элементарных Частиц И Атомного Ядра. 2007. Том 37. Вып. 6. С. 1517–1580.
9. Бзнуни С.А. и др. Перспективные электроядерные системы. Физика элементарных частиц и атомного ядра. 2003. Том 34. С. 977–1032.
10. Феоктистов Л.П., Бреев В.В., Губарев А.В. и др. Расчетно-теоретическое исследование уранового blankets на тепловых нейтронах для гибридного термоядерного реактора. М: Препринт ИАЭ им. И.В. Курчатова 3624/8. 1982. 23 с.
11. Аврорин Е.Н., Феоктистов Л.П. О гибридном реакторе на основе лазерного термоядерного синтеза. Квантовая электроника. 1978. Том 5. Вып. 2. С. 43.
12. Феоктистов Л.П. Blanket гибридного реактора. // Математическое моделирование. 1995. Том 7. № 3. С. 41–50.
13. Аврорин Е.Н., Феоктистов Л.П. О гибридном реакторе на основе лазерного термоядерного синтеза. Квантовая электроника. 1978. Том 5. Вып.2. С. 43.
14. Феоктистов Л.П. Нейтронно-делительная волна. Доклады Академии наук СССР. 1989. Том 309, № 4. С. 864–867].
15. Тарасов В.А., Борилов Т.Л., Крыжановская Т.В., Чернеженко С.А., Русов В.Д. Теория диссипативных структур кинетической системы для дефектов нелинейной физической системы «металл+нагрузка+облучение». Часть 1. Вопросы атомной науки техники. Сер. физика радиац. повреждений и радиац. материаловедение. Харьков: ХФТИ. 2007. Вып. 2 (90). С. 63–71.
16. Тарасов В.А., Борилов Т.Л., Крыжановская Т.В., Чернеженко С.А., Русов В.Д. Теория диссипативных структур кинетической системы для дефектов нелинейной физической системы «металл+нагрузка+облучение». Часть 2. Вопросы атомной науки техники. Сер. физика радиац. повреждений и радиац. материаловедение. Харьков: ХФТИ. 2007. Вып. 2 (90). С. 72–75.
17. Тарасов В.А., Борилов Т.Л., Крыжановская Т.В., Чернеженко С.А., Русов В.Д. Теория диссипативных структур кинетической системы для дефектов нелинейной физической системы «металл+нагрузка+облучение». Часть 3. Вопросы атомной науки техники. Сер. физика радиац. повреждений и радиац. материаловедение. Харьков: ХФТИ. 2007. Вып. 6 (91). С. 18–28.
18. Тарасов В.А., Борилов Т.Л., Крыжановская Т.В., Чернеженко С.А., Русов В.Д. Теория диссипативных структур кинетической системы для дефектов нелинейной физической системы «металл+нагрузка+облучение». Часть 4. Вопросы атомной науки техники. Сер. физика радиац. повреждений и радиац. материаловедение. Харьков: ХФТИ. 2007. Вып. 6(91). С. 29–35.
19. Тарасов В.А. Нейтринная диагностика быстрого уран-плутониевого реактора IV поколения. Докторская диссертация. Одесса, ОНПУ. 2008. 376 с.
20. Тарасов В.А., Чернеженко С.А., Русов В.Д. Теория диссипативных структур кинетической системы для дефектов нелинейной физической системы «металл+нагрузка+облучение». Саарбрюккен, Германия: LAP LAMBERT Academic Publishing. 2014. 97 с.
21. Самарский А.А., Дмитренко Н.В., Курдюмов С.П. Михайлов А.П. Тепловые структуры и фундаментальная длина в среде с нелинейной теплопроводностью и объемным источником тепла. ДАН. 1976. Том 227. № 2. С. 321–324.
22. Самарский А.А., Еленин Г.Г., Дмитренко Н.В. и др. Горение нелинейной среды в виде сложных структур. ДАН. 1977. Том 237. № 6. С. 1330–1333.
23. Курдюмов С.П., Мапинецкий Г.Г., Повещенко и др. Взаимодействие диссипативных тепловых структур в нелинейных средах. ДАН. 1980. Том. 251. № 4. С. 836–839.
24. Rusov V.D., Tarasov V.A., Vaschenko V.N. Traveling wave nuclear reactor. Kyiv. Publishing group “A.C.C.”. 2013. 156 p.
25. Режимы с обострением. Эволюции идеи: законы коэволюции сложных структур. Сборник работ С.П.Курдюмова и его учеников, выпущенный к 70-летию со дня его рождения. М.: Наука. 1998. 255 с.