

МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ
Національний університет кораблебудування
імені адмірала Макарова

Ю. О. ПОЛОВЕЦЬ, П. А. ПАЦУРКОВСЬКИЙ

**МЕТОДИЧНІ ВКАЗІВКИ
до вивчення курсу "Енергетичні ядерні реактори"
і виконання індивідуальної
розрахунково-графічної роботи**

Рекомендовано Методичною радою НУК

Електронне видання
комбінованого використання на DVD-ROM



МИКОЛАЇВ • НУК • 2016

УДК 621.039.5(076)
ББК 34.46я73
П 52

Автори:

Ю. О. Половець, канд. техн. наук, доцент;

П. А. Пацурковський, асистент

Рецензент О. А. Єпіфанов, канд. техн. наук, доцент

Половець Ю. О.

П 52 Методичні вказівки до вивчення курсу "Енергетичні ядерні реактори" і виконання індивідуальної розрахунково-графічної роботи / Ю. О. Половець, П. А. Пацурковський. – Миколаїв : НУК, 2016. – 68 с.

Наведено програму курсу "Енергетичні ядерні реактори" з посиланням на літературні джерела при вивченні кожного розділу та методичні вказівки до виконання розрахунково-графічної роботи, метою якої є закріплення теоретичних і практичних знань студентів.

Призначено для студентів денної і заочної форм навчання спеціальності 144 "Теплоенергетика". Можуть бути використані студентами інших спеціальностей.

УДК 621.039.5(076)
ББК 34.46я73

Навчальне видання

ПОЛОВЕЦЬ Юрій Олександрович
ПАЦУРКОВСЬКИЙ Павло Анатолійович

**МЕТОДИЧНІ ВКАЗІВКИ
до вивчення курсу "Енергетичні ядерні реактори"
і виконання індивідуальної
розрахунково-графічної роботи**

Комп'ютерне верстання *А. В. Платонова*

Коректор *М. О. Паненко*

© Половець Ю. О., Пацурковський П. А., 2016

© Національний університет кораблебудування
імені адмірала Макарова, 2016

Формат 60×84/16. Ум. друк. арк. 4,0. Об'єм даних 2968 кб.
Тираж 15 прим. Вид. № 23. Зам. №174.

Видавець і виготівник Національний університет кораблебудування
імені адмірала Макарова
просп. Героїв України, 9, м. Миколаїв, 54025

Е-mail : publishing@nuos.edu.ua
Свідоцтво суб'єкта видавничої справи
ДК № 2506 від 25.05.2006 р.

ВСТУП

Теплоенергетика – найважливіша галузь народного господарства держави, складовою якої є *ядерна енергетика*. Успішне розв'язання проблем забезпечення народного господарства держави всіма видами енергії, зниження собівартості її вироблення, економічного її споживання залежить від знань, набутих фахівцями зі спеціальності "Теплоенергетика". Гідне місце у формуванні такої спеціальності належить дисципліні "Енергетичні ядерні реактори".

Метою вивчення дисципліни є засвоєння базових знань з енергетичних ядерних реакторів та набуття практичних навичок, необхідних для проектування енергетичних установок.

Вивчення дисципліни полягає в *оволодінні знаннями* фізичної сутності процесів, що відбуваються в активній зоні енергетичного ядерного реактора. Також необхідно знати: властивості природного та штучного ядерного палива і сповільнювачів нейтронів для реакторів на теплових нейтронах; умови критичності і критичне рівняння реактора; методику знаходження критичних розмірів і маси активної зони; конструктивні особливості енергетичних реакторів і використання їх у складі ядерних енергетичних установок (ЯЕУ); джерела іонізуючих випромінювань в ЯЕУ та засоби захисту обслуговуючого персоналу і навколишнього середовища.

У процесі вивчення дисципліни студент повинен *набути* *уміння* обирати вид ядерного палива і сповільнювача нейтронів, обґрунтувати вибір типу реактора для конкретної ядерної енергетичної установки; оцінити критичні розміри активної зони і критичне завантаження ядерним паливом реактора; вибрати матеріали для біологічного захисту реактора і систем безпеки ЯЕУ; оцінити рівень ядерної і радіаційної безпеки енергетичного реактора. Після засвоєння курсу студент повинен *мати уяву* про перспективу розвитку енергетичних ядерних реакторів та заходів щодо запобігання аварій.

ПРИЙНЯТІ СКОРОЧЕННЯ

АЕС – атомна електрична станція
АСТ – атомна станція теплопостачання
БН – реактор на швидких нейтронах
ВВР – водо-водяний реактор
ВВЕР – водо-водяний енергетичний реактор
ВТГР – високотемпературний газоохолоджувальний реактор
ГЦН – головний циркуляційний насос першого контуру
НРБУ – норми радіаційної безпеки України
ПАЕС – атомна станція підземного базування
ПлАЕС – плавуча атомна електрична станція
ПЕЛ – поглинаючий елемент
РГР – розрахунково-графічна робота
РБМК – реактор великої потужності канальний
ПЕЛ – поглинаючий елемент
СУЗ – система управління і захисту
ТВЕЛ – тепловидільний елемент
ТВЗ – тепловидільна збірка
ЯПВУ – ядерна паровиробна установка
ЯЕУ – ядерна енергетична установка
CNSG – Consolidated Nuclear Steam Generator
PWR – Pressurized Water Reactor

1. ПРОГРАМА КУРСУ ТА МЕТОДИКА ВИКОНАННЯ ІНДИВІДУАЛЬНОГО ЗАВДАННЯ

1.1. Розділи програми

Фізичні основи ядерної енергетики

1.1.1. Вступ. Сучасний стан та перспективи розвитку ядерної енергетики. Ядерна енергетика України. Основні переваги і недоліки ядерних енергетичних установок (ЯЕУ). Області використання ядерних енергетичних установок [2, 5, 9, 12] – вступ.

1.1.2. Будова та принцип дії ядерного реактора на теплових нейтронах. Класифікація ядерних реакторів. Основні вимоги, що пред'являються до енергетичних реакторів [2] гл.1; [4] §§ 1.1...1.5; [9] § 2.2; [10] гл.2; [12] гл.1.

1.1.3. Принципові схеми ЯЕУ – одноконтурні, двоконтурні і триконтурні. Паровиробна установка двоконтурних ЯЕУ. Типи ядерних паровиробних установок (ЯПВУ) [5] §§ 4.1...4.3; [6] розд. 1.

1.1.4. Властивості нейтронів. Нейтронно-ядерні реакції: пружного та непружного розсіювання, радіаційного захоплення, ділення. Ефективні поперечні перерізи нейтронно-ядерних реакцій, залежність їх від енергії нейтронів. Нейтронний потік. Зв'язок між потужністю реактора, нейтронним потоком

і перерізом реакції поділу [4] § 1.1; [5] §§ 1.1...1.3; [9] розд. 1; [10] §§ 1.1...1.5.

1.1.5. Реакція поділу ядер. Механізм поділу ядра. Енергетичний ефект реакції поділу. Спектр нейтронів ділення. Ланцюгова реакція поділу ядер палива. Коефіцієнт розмноження нейтронів. Критичні маса та об'єм; [4] §§ 1.3, 1.4; [5] § 1.3; [9] §§ 1.15...1.17; [10] §§ 1.15...1.17.

1.1.6. Ядерне паливо і матеріали, що забезпечують його відтворення. Природне і штучне ядерне паливо. Збагачений природний уран. Структура і фізико-хімічні властивості урану. Керамічне ядерне паливо на основі урану. Виготовлення штучного ядерного палива [4] § 1.3; [2] § 7.3; [9] § 2.3; [10] §§ 11.1, 11.2.

Основи теорії ядерних реакторів

1.1.7. Сповільнення нейтронів. Сповільнююча здатність та коефіцієнт сповільнення нейтронів. Характеристики сповільнювачів нейтронів. Вода в якості сповільнювача для реакторів типу ВВЕР [4] § 2.2; [5] § 1.4; [10] гл. 3; [15] гл. 4.

1.1.8. Дифузія нейтронів та просторово-енергетичний розподіл нейтронів, що сповільнюються. Рівняння балансу теплових нейтронів. Ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів. Критичне рівняння реактора. Матеріальний і геометричний параметри реактора [4] §§ 2.3, 3.2; [5] § 1.4; [10] гл. 6; [13] гл. 3 і 6.

1.1.9. Фізичні особливості гетерогенного реактора. Схема фізичного розрахунку реактора. Реактор з відбивачем нейтронів. Фізичні особливості, що пов'язані із застосуванням відбивача. Характеристика відбивачів нейтронів. Ефективна добавка [4] § 3.3; [5] § 2.4; [10] гл. 7.

1.1.10. Фізичні процеси, що призводять до зміни реактивності. Вигорання первинного та накопичення вторинного ядерного палива. Накопичення продуктів поділу. Отруєння

та зашлаковування реактора. Температурний ефект реактивності [4] §§ 4.3...4.6; [5] § 3.1...3.4.

1.1.11. Потужність реактора та методи її зміни. Регулювання потужності реактора. Система управління і захисту реактора (СУЗ). Приводи органів СУЗ. Пуск реактора та робота на потужності. Джерела нейтронів. Особливості зупинки реактора. Відведення залишкових тепловиділень (розхолодження реактора) [1] гл. 5; [4] § 3.4; ; [5] § 3.6; [10] гл. 10.

1.1.12. Теплові та гідравлічні процеси в ядерному реакторі. Особливості теплообміну в активній зоні реактора. Характеристика теплоносіїв [2] §§ 10.1...10.2; [4] гл. 5; [5] § 3.7; [11] гл. 6.

Безпека енергетичних ядерних реакторів

1.1.13. Джерела іонізуючих випромінювань в ЯЕУ. Одиниці виміру випромінювань, доза опромінення, потужність дози випромінювання. Гранично-допустимі дози та концентрації. Ядерна та радіаційна безпека при проектуванні, будівництві та експлуатації ЯЕУ. Ослаблення нейтронів та гамма-випромінювань речовиною захисту. Матеріали біологічного захисту. Системи технологічної та біологічної дозиметрії. Дозиметричний контроль. Способи індивідуального захисту [3] §§ 1.8, 4.1...4.4; [5] § 5.1...5.3; [6] § 1.1; [9] розд. 9.

1.1.14. Засоби запобігання аварій на АЕС. Засоби локалізації наслідків аварії. Основні системи безпеки. Основні напрями вдосконалення систем безпеки АЕС з реакторами підвищеної безпеки [3] § 1.8; [5] § 5.3; [7] § 1.1; [9] розд. 9; [12] § 9.6.

Конструкції ядерних реакторів та ЯПВУ

1.1.15. Особливості конструкцій водо-водяних реакторів. Характеристики реакторів ВВЕР-1000, ВВЕР-440. Основне обладнання ядерної паровиробної установки з реактором типу ВВЕР. Парогенератори, особливості їх конструкції. Головний

циркуляційний насос. Основні системи ЯПВУ [2] гл. 3; [3] §§ 1.3...1.6; [5] § 4.5; [6] розд. 2 і 4; [7] розд. 1.2; [9] розд. 3.

1.1.16. Особливості конструкцій реакторів киплячого типу. Водографітові каналні енергетичні реактори (РБМК-1000, РБМК-1500). Киплячі реактори корпусного типу (ВК-50) [2] гл. 2; [5] §§ 4.6, 4.7; [9] §§ 4.1, 4.2, 3.4.

1.1.17. Ядерні реактори для цілей теплофікації. Особливості технологічної схеми енергоблоку і конструкції реактора для атомної станції тепlopостачання (АСТ-500) [5] § 4.7; [9] § 3.5.

1.1.18. Ядерні реактори на швидких нейтронах. Використання рідкометалевих теплоносіїв. Конструктивні особливості реакторів БН-350, БН-600, БН-1600 [2] гл. 6; [5] § 4.9; [9] розд. 6.

1.1.19. Газоохолоджувальні енергетичні реактори. Технологічна схема з високотемпературним газоохолоджувальним реактором (ВТГР). Особливості конструкцій ВТГР [2] гл. 5; [3] § 4.8; [9] § 4.3.

1.2. Методика виконання індивідуального завдання

Індивідуальним семестровим завданням є розрахунково-графічна робота (РГР), яка спрямована на формування практичних навичок аналізу теплових процесів, що відбуваються в активній зоні, з метою забезпечення надійного тепловідведення з енергетичного ядерного реактора.

Робота полягає у розробці принципової схеми ядерної енергетичної установки та ядерної паровиробної установки. Виконується компонування активної зони з визначенням розмірів ТВЕЛ і ТВС. Обираються і обґрунтовуються основні матеріали: ядерне паливо, сповільнювач нейтронів, теплоносій, конструкційні матеріали та матеріали органів регулювання. Підсумком роботи є визначення габаритних розмірів активної зони та її теплових характеристик.

Метою РГР є закріплення теоретичних і практичних знань, отриманих в процесі вивчення курсу, а також розширення і поглиблення знань шляхом самостійної роботи з технічною літературою. Робота над завданням передбачає придбання студентом навичок конструктора. У процесі виконання завдання необхідно керуватися новітніми досягненнями в області проектування, створення і експлуатації енергетичних ядерних реакторів.

До складу РГР входять розрахунково-пояснювальна записка та графічна частина, яка вміщає схеми ЯЕУ, ЯПВУ, компоновальні ескізи ТВЕЛ, ТВС, активної зони і реактора.

РГР виконується студентом самостійно за консультативною допомогою викладача. Студент несе особисту відповідальність за прийняті в роботі рішення і правильність виконання графічної і текстової частин.

Приймає РГР викладач.

У розрахунково-графічній роботі має бути продемонстрована відповідність знань та вмінь студента з дисципліни "Енергетичні ядерні реактори" вимогам даної робочої програми.

Загальні вимоги до оформлення розрахункової роботи

Розрахунково-пояснювальна записка виконується на стандартних аркушах білого паперу формату А4 з дотриманням всіх правил ЄСКД. Схеми, компоновальні ескізи конструкцій та ескізи елементів реактора, які супроводжують розрахунки, рекомендується виконувати на міліметрівці. Ескізи виконуються на аркушах формату А4 або А3 у масштабі, який вказується на аркуші. Рекомендовані масштаби для ескізів: тепловидільного елемента (ТВЕЛ) – М 2:1; тепловидільної збірки ТВЗ – М 1:1 або М 1:2; поперечного та повздовжнього перерізу активної зони – М 1:10 або 1:20.

Результати розрахунків подаються у вільній формі. При обчисленні необхідно навести розрахункову формулу і після

підстановки числових величин з урахуванням розмірності – результати обчислень.

Вибір теплофізичних, ядерно-фізичних властивостей та інших характеристик матеріалів, а також емпіричних залежностей і коефіцієнтів повинні супроводжуватися посиланням на довідкову або іншу технічну літературу, список якої необхідно надати в кінці пояснювальної записки.

Термінологія і визначення повинні бути єдиними і відповідати встановленим стандартам або загальноприйнятими в науково-технічній літературі. Скорочення слів у тексті і підписах під ілюстраціями не допускаються. Винятки становлять загальноприйняті скорочення, які встановлені ДСТУ.

Аркуші з графічною частиною завдання підшиваються в розрахунково-пояснювальну записку, загальний об'єм якої повинен скласти 12–15 аркушів.

Примітка: студентам заочної форми навчання для кращого засвоєння матеріалу рекомендується скласти конспект. Конспектувати слід тільки основні поняття, визначення, висновки. При розгляді рівнянь і формул слід звертати увагу на їх фізичний зміст. За допомогою конспекту студент зможе швидко повторити матеріал, а головне те, що при конспектуванні він його краще засвоює.

Протягом семестру студент-заочник виконує контрольну роботу (КР), змістом якої є розрахунково-графічна робота. Бланк завдання та вихідні дані РГР наведені в дод. 1 і дод. 2.

2. КОНСТРУКЦІЇ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ У СКЛАДІ ЯДЕРНИХ ЕНЕРГЕТИЧНИХ УСТАНОВОК

2.1. Ядерна енергетична установка

Джерелом енергії в ядерній енергетичній установці (ЯЕУ) є ядерний реактор, в якому відбувається перетворення ядерної енергії в теплову внаслідок здійснення та підтримання керованої ланцюгової реакції поділу ядер урану або плутонію. Суттєвою відмінністю ЯЕУ є висока енергоємність ядерного палива, потужні поля іонізуючих випромінювань та накопичення значної кількості радіоактивних продуктів. Ці обставини призводять до значного різноманіття технологічних схем перетворення теплової енергії в механічну і електричну. Це стосується в першу чергу в організації передачі теплової енергії від теплоносія до робочого тіла.

На сучасних атомних електростанціях (АЕС) в якості двигуна використовуються парові турбіни. В той же час в якості охолоджувача (теплоносія) реактора використовують не тільки звичайну воду, але і важку воду, газові теплоносії (CO_2 , He), рідкометалеві теплоносії (Na, Na-K та інші). Зазвичай в активній зоні реактора теплоносієм активується, що потребує забезпечення умов безпечної експлуатації ЯЕУ.

В залежності від кількості контурів, що використовуються для передачі теплоти з реактора до робочого тіла, розрізняють одно-, дво-, трьохконтурні установки (рис. 2.1). Вибір

кількості контурів ЯЕУ залежить від типу ядерного реактора, ядерно-фізичних властивостей теплоносія, виду робочого тіла, сумісності теплоносія і робочого тіла, вимог безпеки та інше.

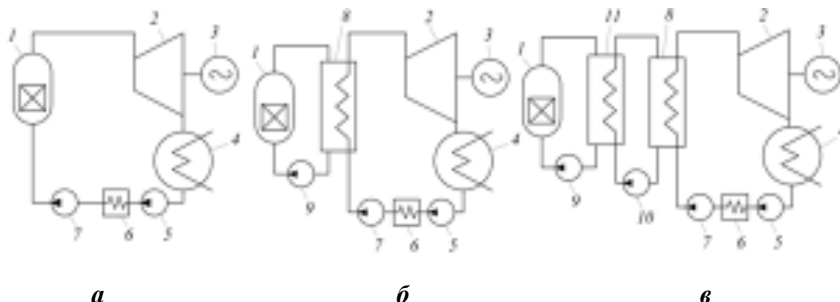


Рис. 2.1. Принципові теплові схеми ядерних енергетичних установок АЕС:

а – одноконтурна; *б* – двоконтурна; *в* – триконтурна;

1 – ядерний реактор; 2 – турбоагрегат; 3 – електрогенератор;
4 – конденсаційна установка; 5 – конденсатний насос; 6 – система регенеративного підігріву живильної води; 7 – живильний насос;
8 – парогенератор; 9 – головний циркуляційний насос (ГЦН);
10 – циркуляційний насос проміжного контуру;
11 – проміжний теплообмінник

В *одноконтурній* ЯЕУ (див. рис. 2.1,*а*) робоче тіло для турбінної установки генерується в ядерному реакторі. При використанні води в якості теплоносія робочим тілом є водяна пара, тиск якої становить 4...7 МПа. Перевагою одноконтурних установок є їх відносна простота, невеликі маса і габарити. Вони більш економічні порівняно з двоконтурними ЯЕУ, але мають суттєвий недолік – робоче тіло активується, що призводить до ускладнень при обслуговуванні турбінної установки. За такою схемою працювала Чорнобильська АЕС, в якій використовували реактор РБМК-1000.

У *двоконтурних* ЯЕУ (див. рис. 2.1,*б*), які отримали найбільше поширення, контури теплоносія і робочого тіла

розділені. Контур теплоносія називають першим, а контур робочого тіла – другим. Циркулюючий в першому контурі теплоносієм нагрівається в активній зоні реактора і передає теплоту в парогенераторі через поверхню нагрівання воді другого контуру. В парогенераторі вода закипає, утворюється пара, яка спрямовується в турбіну турбогенератора. Таким чином парогенератор розділяє перший радіоактивний контур від другого нерадіоактивного. Перевага двоконтурної установки полягає в більш високій безпеці обслуговування. Розгалужена система першого контуру з радіаційним забрудненням розміщується в захисній оболонці і відокремлена від машинної зали. В Україні за двоконтурною схемою ЯЕУ працюють Запорізька (6 блоків з ВВЕР-1000), Південноукраїнська (3 блоки з ВВЕР-1000), Хмельницька (2 блоки з ВВЕР-1000) і Рівненська АЕС (2 блоки з ВВЕР-1000 і 2 блоки з ВВЕР-440).

У триконтурних установках (див. рис. 2.1, **в**) контури теплоносія і робочого тіла розділені між собою проміжним контуром з нерадіоактивним теплоносієм. За такою схемою працюють реактори на швидких нейтронах, що охолоджуються рідкометалевим теплоносієм (зазвичай натрієм). Циркулюючий натрій у першому контурі активується, він передає теплоту теплоносію другого контуру (також натрію, або сплаву натрію і калію) у проміжному теплообміннику. Нерадіоактивний натрій другого контуру передає теплоту в парогенераторі третьому контуру, де з води виробляється робоче тіло – пара. Перевагою таких ЯЕУ є можливість отримати досить високі параметри пари (тиск до 10...15 МПа і температуру до 490...510 °С), що зумовлює досягнення ККД вище 40 %. Порівняно з одноконтурними і двоконтурними ці установки більш складні. Наявність проміжного контуру з циркуляційним насосом призводить до зростання витрат на власні потреби.

На сучасних АЕС використовується найбільш поширена схема ЯЕУ з реакторами водо-водяного типу (ВВР). Частина ЯЕУ, яка призначена для вироблення пари і складається з ядерного реактора, парогенератора, головного циркуляційного насоса і допоміжних систем, що забезпечують їх безпечну роботу, називається ядерною паровиробною установкою (ЯПВУ). За способом компоновання основного устаткування розрізняють наступні конструктивні схеми ЯПВУ: поліблочні, блочні та моноблочні (рис. 2.2).

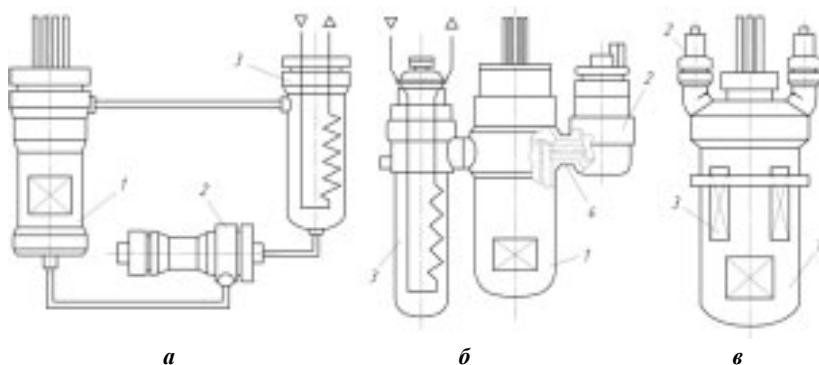


Рис. 2.2. Схеми ядерних паровиробних установок:

а – поліблочна (петльова); *б* – блочна; *в* – моноблочна (інтегральна);

1 – ядерний реактор; 2 – ГЦН; 3 – парогенератор;

4 – силовий патрубок ("труба в трубі")

Поліблочна (петльова) ЯПВУ (див. рис. 2.2,*а*) – це така конструктивно-компоновальна схема, в якій головні елементи першого контуру (реактор, парогенератор і циркуляційний насос) являють собою окремі агрегати, зв'язані між собою системою трубопроводів.

Блочна ЯПВУ (див. рис. 2.2,*б*) – це така конструктивно-компоновальна схема, в якій основні елементи першого контуру

(парогенератори і циркуляційні насоси) з'єднані з реактором за допомогою коротких патрубків.

Моноблочна ЯПВУ (інтегральний реактор) (див. рис. 2.2, в) – це така конструктивно-компонувальна схема, в якій у спільному корпусі знаходяться головні елементи першого контуру: активна зона реактора, поверхня нагріву парогенератора, циркуляційний насос.

Такі схеми придатні для всіх типів реакторів. Оптимальний вибір в кожному конкретному випадку визначається різними факторами. Кожна з цих схем має свої переваги та недоліки.

Для поліблочних ЯПВУ характерна значна просторова розподільність і великий об'єм першого контуру, наявність трубопроводів великого діаметра та серйозні проблеми з організацією захисту при їх аварійному розриві. Більша частина діючих АЕС використовують поліблочні установки.

Головними перевагами моноблочних установок є локалізація теплоносія першого контуру в одному об'ємі (в корпусі), відсутність патрубків і трубопроводів великого діаметра, що значно зменшує імовірність течі теплоносія.

Блочна ЯПВУ займає проміжне положення між поліблочною та моноблочною. Замість протяжних трубопроводів першого контуру використовуються короткі патрубки великого діаметра, які з'єднують основне устаткування (реактор, парогенератор, циркуляційний насос). Це значно зменшує габарити і забезпечує доступність для ремонтного обслуговування. В блочній ЯПВУ використовується раціональна організація входу і виходу теплоносія за принципом "труба в трубі".

2.2. Ядерні реактори

Водо-водяні енергетичні реактори є найрозповсюдженішим типом реакторів у світовій енергетиці. Домінуюче вико-

ристання таких реакторів в ядерній енергетиці пояснюється низкою причин. До них слід віднести те, що звичайна вода виявилась найсприятливішим матеріалом для ядерних реакторів в якості теплоносія і сповільнювача нейтронів. Вода недефіцитна, доступна, її властивості добре вивчені. Як сповільнювач нейтронів вода має найвищу сповільнюючу здатність, тому водо-водяні реактори є компактними, мають порівняно високе питоме енерговиділення з одиниці об'єму активної зони. Використання води одночасно як теплоносія і сповільнювача нейтронів дає змогу створювати реактори найпростішими за конструкцією і будовою. Такі реактори мають високу надійність і само-регульованість завдяки від'ємному температурному коефіцієнту реактивності. Наведена активність води зумовлена короткоживучими нуклідами, що дещо спрощує біологічний захист і доступ до обладнання першого контуру.

Однак використання води в ядерних реакторах супроводжується і деякими труднощами. Порівняно високе поглинання нейтронів водою негативно впливає на баланс нейтронів в активній зоні і потребує застосування тільки збагаченого урану, внаслідок чого коефіцієнт відтворення у водо-водяних реакторах порівняно невисокий. Висока корозійна активність води вимагає спеціальної і дорогої системи водопідготовки, що позначається на експлуатаційних затратах. Для отримання необхідних температур вода вимагає високих тисків. У зв'язку з обмеженням температурного рівня для установок з водо-водяними реакторами характерний цикл з насиченою парою [9].

Водо-водяні енергетичні реактори під тиском (без закипання води в активній зоні (ВВЕР) займають домінуюче положення серед усіх інших типів реакторів, що експлуатуються в світовій ядерній енергетиці. Ядерна енергетика України

базується на реакторах типу ВВЕР (ВВЕР–1000 і ВВЕР–440). Цей же тип реакторів (PWR) використовується переважно в атомній енергетиці США, Франції, Німеччини, Японії та деяких інших країнах. Компактність реакторів цього типу стимулювала їх застосування в транспортних силових установках (підводний і надводний флот) [2, 5, 9, 12].

Реактори у складі поліблочних ЯПВУ

У реакторах такого типу звичайна некипляча вода одночасно є теплоносієм і сповільнювачем нейтронів і перебуває під високим тиском. Такі реактори можуть працювати тільки в системі двоконтурної ЯЕУ. Високий тиск теплоносія примушує розташовувати активну зону реактора всередині масивного товстостінного сталюого корпусу. Корпус реактора виготовляють в заводських умовах з термостійкої перлітної сталі, а всередині робиться наплавлення (плакування) шаром 10...20 мм з аустенітної нержавіючої сталі. Основні характеристики реакторів ВВЕР-440, ВВЕР-1000 та PWR наведені в табл. 2.1.

Таблиця 2.1. Основні характеристики реакторів ВВЕР та PWR

Реактор	ВВЕР-440	ВВЕР-1000	PWR
Потужність, МВт:			
теплова	1375	3000	3780
електрична	440	1000	1300
Коефіцієнт корисної дії (брутто), %	32	33,3	34,1
Активна зона			
Еквівалентний діаметр, м	2,88	3,16	3,6
Висота, м	2,5	3,5	3,9
Енергонапруженість, МВт/м ³	83	110	95
Кількість ТВЗ (тепловидільних збірок)	349	163	193
Маса завантажуваного UO ₂ , т	42	80	103,5
Глибина вигорання палива, МВт· доба/кг	28,6	40	35
Частка перевантажуваного палива	1/3	1/3	1/3
Ядерне паливо	UO ₂	UO ₂	UO ₂

Продовж. табл. 2.1

Реактор	ВВЕР-440	ВВЕР-1000	PWR
Збагачення довантажуваного палива, %	3,3	4,4	3,4
Форма ТВЗ	шести- кутна	шести- кутна	шести- кутна
Розмір між центрами ТВЗ, мм	147	234	230
Повна кількість стрижнів у ТВЗ	127	331	256
Кількість ТВЕЛів у ТВЗ	126	312	235...239
Маса палива в одному ТВЕЛі, кг	1,08	1,4	2,09
Маса ТВЗ (касети) загалом, кг	215	765	820
Маса палива в одній ТВЗ, кг	136	500	536
Кількість спрямовуючих трубок у ТВЗ:	—	18	16...20
центральних трубок у ТВЗ	1	1	1
Діаметр стрижнів у ТВЗ, мм:			
ТВЕЛів	9,1	9,1	10,75
спрямовуючих трубок ПЕЛів	—	12,6	10,75
центральної каркасної трубки ТВЗ	13,3	13,3	10,75
Матеріал оболонки ТВЕЛів	Zr+1 %Nb	Zr+1%Nb	Циркалой-4
Товщина оболонки ТВЕЛа, мм	0,6	0,7	0,725
Діаметр отвору таблетки ТВЕЛа, мм	1,4	2,4	1,4
Кількість органів регулювання або ТВЗ з кластерами	37	61	61
Корпус реактора			
Внутрішній діаметр, м	3,56	4,535	5,0
Товщина корпусу в неослабленій частині, мм	140	190	250
Висота (без покришки), м	11,8	10,8	13,2
Діаметр патрубків теплоносія, мм	500	850	750
Перший контур			
Кількість петель	6	4	4
Витрати теплоносія, т/с	8,29	16,23	18,8
Тиск теплоносія, МПа	12,5	16,0	15,8
Температура теплоносія, °C:			
на вході в реактор	269	289	292
на виході з реактора	300	322	326

Продовж. табл. 2.1

Реактор	ВВЕР-440	ВВЕР-1000	PWR
Другий контур			
Тиск пари, МПа	4,4	6,0	6,8
Температура насиченої пари, °C	256	276	285

Конструктивні особливості реактора ВВЕР-1000 [5, 7, 9, 12]. Загальний вигляд реактора зображений на рис. 2.3. Вертикальний циліндричний корпус має сферичну покривку 2, що знімається, і в нижній частині корпусу еліптичне дно.

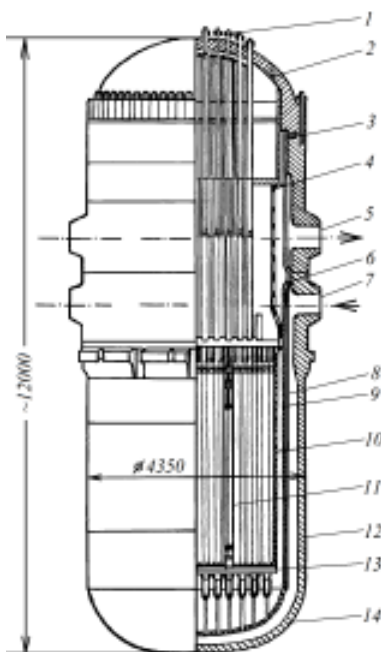
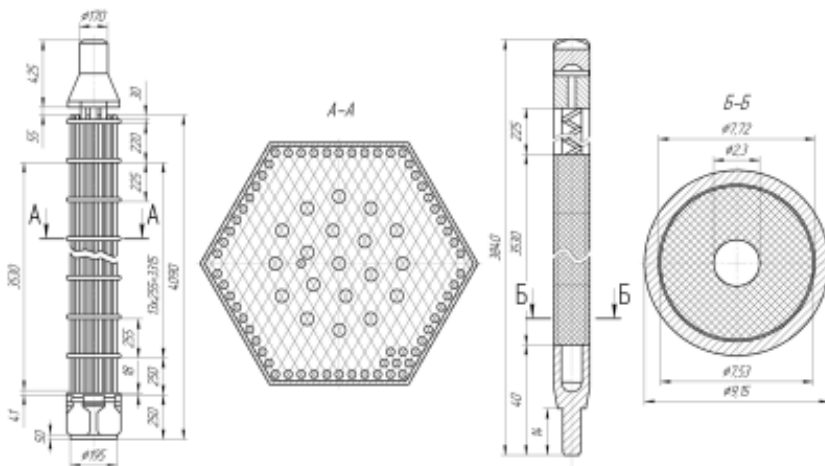


Рис. 2.3. Реактор ВВЕР-1000:

- 1 – приводи регулюючих органів СУЗ;
- 2 – з'ємна сферична кришка корпусу;
- 3 – ущільнення кришки реактора;
- 4 – блок захисних труб;
- 5 – вихід теплоносія з реактора;
- 6 – ущільнення шахти з корпусом;
- 7 – вхід теплоносія в реактор;
- 8 – тепловий екран шахти реактора;
- 9 – підвісна шахта реактора;
- 10 – граничний пояс активної зони;
- 11 – тепловидільна збірка (ТВЗ);
- 12 – корпус реактора; 13 – нижня опірня ґратка (плита);
- 14 – еліптичне дно

У верхній частині корпусу є два ряди по чотири патрубки діаметром 850 мм для циркуляції теплоносія та два патрубки діаметром 300 мм для приєднання трубопроводів САОЗ (системи аварійного охолодження активної зони). Теплоносій підводиться через нижній ряд патрубків, за кільцевим простором 20

Головною частиною ядерного реактора є активна зона, яка являє собою комплект збірних одиниць, що створюють умови для ініціювання та підтримки керованої ланцюгової реакції поділу ядер палива. Вона набирається зі щільноупакованих шестигранних касет тепловидільних збірок (ТВЗ) (рис. 2.4).



21

Тепловидільна збірка складається з тепловидільних елементів (ТВЕЛів). ТВЕЛи ядерного реактора є одним з найвідповідальніших вузлів. Вони перебувають в зоні максимальних температур і опромінення. ТВЕЛи складаються з паливного осердя, розташованого в герметичній оболонці з цирконієвого сплаву у вигляді трубки (див. рис. 2.4). Паливне осердя виготовляють з порошку методом спікання в формі стриженьків або таблеток, висотою в 2...3 діаметри з центральним отвором. Цей отвір слугує додатковим об'ємом для накопичення газоподібних продуктів ділення і дещо знижує температуру в центрі таблетки. Трубки ТВЕЛів, заповнені таблетками або стриженьками з UO_2 , з торців герметизуються стальними наконечниками, що приварюються до цирконієвої трубки спеціальним зварюванням (аргонодуговим). Внутрішній об'єм ТВЕЛів заповнюють інертним газом гелієм під невеликим тиском, щоб контролювати герметичність оболонок як на заводі, так і за місцем їх використання безпосередньо перед завантаженням в реактор. Основні характеристики ТВЕЛів і ТВЗ наведені в табл. 2.1.

У конструкції активної зони і всередині корпусних пристроїв передбачено розташування органів регулювання і компенсації надлишкової реактивності.

Механічна СУЗ (система управління і захисту) складається з 61 приводу, кожен з яких переміщується в межах активної зони в спеціальних спрямовувальних трубках всередині теплоvidільної касети пучок (кластер) з 18 стрижнів-поглиначів нейтронів (ПЕЛів). Електромагнітні приводи з кроковим двигуном об'єднують у групи, в межах кожної групи кластери переміщаються одночасно [7].

У реакторі ВВЕР-1000 поряд з механічною системою регулювання використовують борне повільне регулювання реактивності і вигораючі поглиначі. На випадок аварійних

ситуацій передбачена швидкодіюча система аварійного впорскування розчину борної кислоти H_3BO_3 .

Реактори ВВЕР-440 і PWR конструктивно є подібними до реактору ВВЕР-1000, але мають деякі відмінності. Їх основні характеристики наведені в табл. 2.1.

Реактор PWR зображений на рис. 2.5. Характерна відмінність полягає в наявності в корпусі восьми патрубків діаметром 750 мм, розміщених однорядно. По чотирьох з них теплоносій підводиться в реактор у простір, що утворюється корпусом і підвісною шахтою. Підігрітий в активній зоні теплоносій відводиться з реактора по чотирьох інших патрубках.

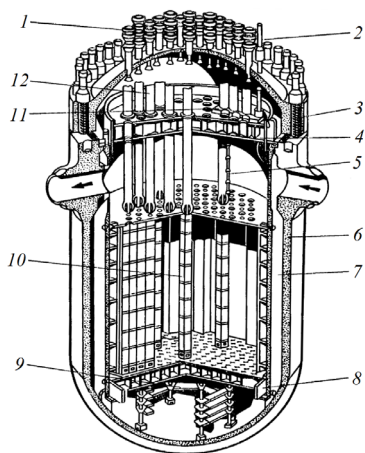


Рис. 2.5. Загальний вигляд реактора PWR потужністю 1300 МВт (ел.):

- 1 – канал для органа регулювання;
- 2 – канал системи внутрішньореакторного контролю; 3 – кришка корпусу реактора; 4 – верхня решітка; 5 – спрямовуюча труба передавача внутрішньореакторного контролю; 6 – корпус реактора; 7 – тепловий екран; 8 – нижня ґратка; 9 – опірня конструкція; 10 – активна зона; 11 – оснастка каналу; 12 – спрямовуюча труба органу регулювання

Активна зона реактора PWR 10 набирається зі 193 касет ТВЗ квадратної форми. Регулюючі органи (кластери) пересуваються в спрямовуючих трубах 12.

Реактор ВВЕР-440 зображений на рис. 2.6 і рис. 2.7. У верхній частині корпусу є два ряди по шість патрубків діаметром 500 мм. Через нижні патрубки теплоносій подається

в реактор для охолодження ТВЕЛів, а через верхні відводить-ся і прямує до парогенераторів після його підігріву.

Активна зона реактора складається з 349 шестигранних касет, з яких 312 є робочими (нерухожими), а 37 – рухомими касетами СУЗ (касети АРК). Робоча касета являє собою тепловидільну збірку зі 126 ТВЕЛів.

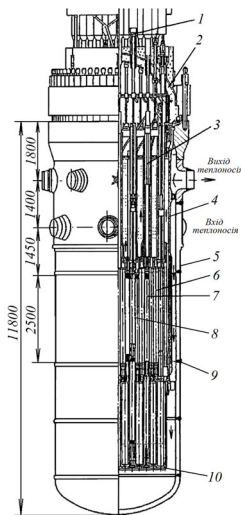


Рис. 2.6. Реактор ВВЕР-440:

- 1 – привод органу регулювання (АРК); 2 – кришка реактора;
- 3 – блок захисних труб; 4 – шахта реактора; 5 – корпус реактора;
- 6 – активна зона; 7 – касета АРК;
- 8 – ТВС (робоча касета);
- 9 – кошик активної зони;
- 10 – нижня опірна ґратка

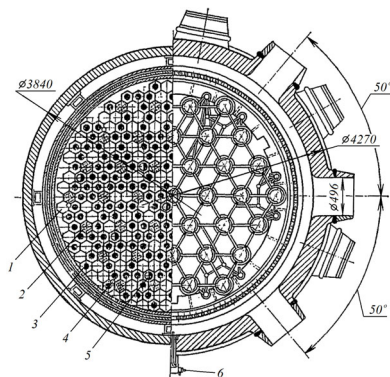


Рис. 2.7. Реактор ВВЕР-440 (поперечний переріз):

- 1 – ТВС (робоча касета); 2 – касета АРК; 3 – канал температурного контролю касет;
- 4 – канал об'ємного термод контролю; 5 – канал вимірювання густини нейтронного потоку;
- 6 – штуцер для вимірювання перепаду тиску теплоносія в активній зоні

Касета АРК є робочим органом системи управління і захисту (СУЗ) реактора і складається з двох частин. Нижня частина подібна до робочої ТВЗ, а верхня являє собою поглинаючу

надставку. Вона є шестигранним чохлом з нержавіючої сталі та шестигранними поглиначами із бористої сталі. Надставка за допомогою хвостовика з'єднується з головкою ТВЗ [5].

Регулювання потужності реактора ВВЕР-440 здійснюється переміщенням в активній зоні групи касет АРК. При роботі реактора поглиначі виводяться з активної зони, а їхнє місце займає ТВЗ АРК. Степінь їх введення регулюється органами автоматичного регулювання. Також використовується система борного регулювання [2, 12].

Реактори у складі блочних ЯПВУ

У блочній ЯПВУ криголама (рис. 2.8) використовується водо-водяний реактор корпусного типу потужністю 180 МВт. Тиск теплоносія становить 13,2 МПа, а температура води на вході в активну зону 278 °С, а на виході – 318 °С. Його активна зона складається з 241 робочої касети ТВЗ, які розміщені у вузлах трикутної решітки [6].

Касета ТВЗ має активну частину та підвіску (рис. 2.9).

Циліндричний кожух активної частини вміщує пучок стрижневих ТВЕЛів, які розміщені з кроком 7,5 мм. ТВЕЛі закріплені в зірочці перехідника і вільно розширюються в ній. Дистанціювання ТВЕЛів здійснюється за допомогою зірочки каркасу. В нижній частині кожух закінчується напрямним хвостовиком. У периферійній касеті хвостовик має дросельну шайбу для зменшення витрати теплоносія. Оболонка стрижневого ТВЕЛа виконана з трубки діаметром 6,1 мм та товщиною стінки 0,75 мм. Матеріал оболонки – сплав з цирконію. Ядерне паливо у вигляді спеченого порошку двоокису урану (UO_2) заповнює внутрішню порожнину з зазором зі стінкою 0,05 мм. Для зменшення термічного опору зазор заповнюється гелієм.

За допомогою перехідника активна частина касети кріпиться до підвіски, яка має призначення фіксації її в кошику

активної зони. Гвинтова пробка в перехіднику запобігає прямому проникненню нейтронного та γ -випромінювання у верхньому напрямку та забезпечує проходження теплоносія. Через вікна в боковій частині корпусу підвіски підігрітий в активній зоні теплоносій прямує через патрубки до парогенератора.

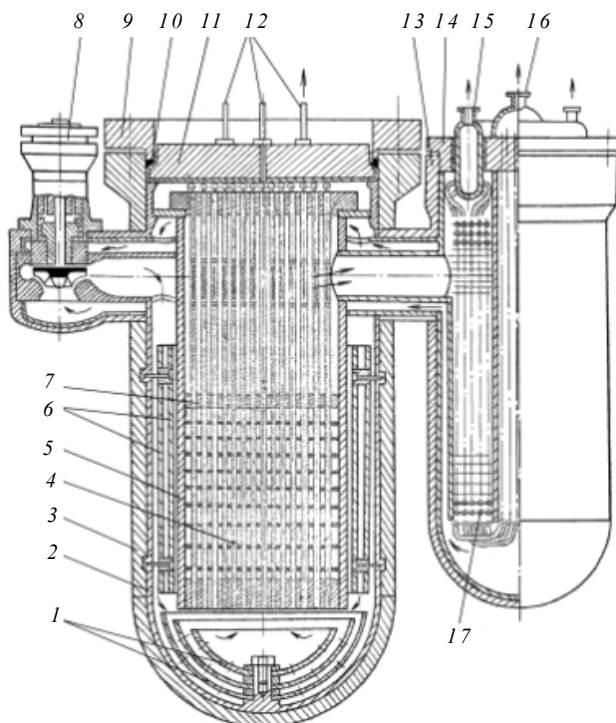


Рис. 2.8. Блочна ЯПВУ криголама "Арктика":

- 1* – донні теплові екрани; *2* – плакування корпусу; *3* – корпус реактора;
- 4* – касета ТВЗ; *5* – кошик активної зони; *6* – бокові теплові екрани;
- 7* – компенсувальна решітка; *8* – ГЦН; *9* – натискний фланець;
- 10* – ущільнювальна прокладка; *11* – кришка реактора; *12* – приводи органів СУЗ; *13* – корпус парогенератора; *14* – кришка парогенератора;
- 15* – вихід пари; *16* – вхід живильної води; *17* – трубна система парогенератора

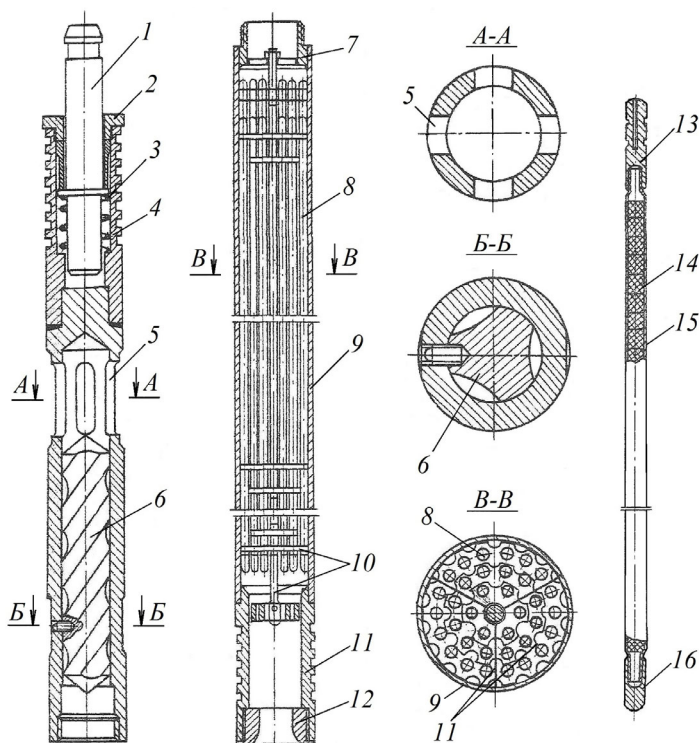


Рис. 2.9. Касета ТВЗ реактора:

- а* – підвіска касети; *б* – тепловідільна збірка; *в* – ТВЕЛ;
 1 – шток; 2 – гайка; 3 – пружина; 4 – верхній хвостовик;
 5 – вікна; 6 – гвинтова пробка; 7 – перехідник; 8 – тепловідільний
 елемент; 9 – кожух; 10 – дистанційний каркас; 11 – нижній хвостовик;
 12 – дросельна шайба; 13 – верхній наконечник;
 14 – ядерне паливо; 15 – оболонка; 16 – нижній наконечник;
 17 – каркас

Корпус реактора має циліндричну форму зі значною товщиною стінок з низьколегованої теплостійкої сталі. Захист корпусу реактора від випромінювань активної зони забезпечується боковими та донними стальними екранами. У верхній частині

корпусу за допомогою коротких силових патрубків типу "труба в трубі" прикріплюються чотири парогенератори та чотири головні циркуляційні насоси (ГЦН).

Прямоточні парогенератори являють собою вертикальну циліндричну камеру, в якій розміщена теплопередавальна поверхня у вигляді трубної системи. Гаряча вода першого контуру омиває трубки пучка зовні. Живильна вода другого контуру циркулює всередині трубок, сприймає теплоту першого контуру, в результаті чого утворюється слабоперегріта пара з температурою 300 °С і тиском 3 МПа.

Головний циркуляційний насос складається з відцентрового насосу і герметичного електродвигуна. Статор електродвигуна відокремлений від ротора ніхромовою оболонкою. Статор знаходиться в середовищі першого контуру. Відсутність сальникових ущільнень виключає протікання теплоносія у зовнішній простір.

Блочна ЯПВУ типу CAS розроблена у Франції (рис. 2.10). Вона складається з реактора, трьох парогенераторів, на яких розміщені головні циркуляційні насоси першого контуру (ГЦН).

Основні характеристики реактора типу CAS

Теплова потужність, МВт	420
Діаметр активної зони, м	2,25
Висота активної зони, м	1,8
Питоме енерговиділення, МВт/м ²	69,9
Кількість ТВЗ	144
Форма ТВЗ	Прямокутна
Матеріал кожуху ТВЗ і оболонки ТВЕЛів	Циркалой
Середнє збагачення ядерного палива, %	4
Середня глибина вигорання, МВт·доба/т	30000
Тиск теплоносія першого контуру, МПа	14
Температура теплоносія, °С:	
на вході	270
на виході	300
Витрата теплоносія через реактор, м ³ /год.....	12600

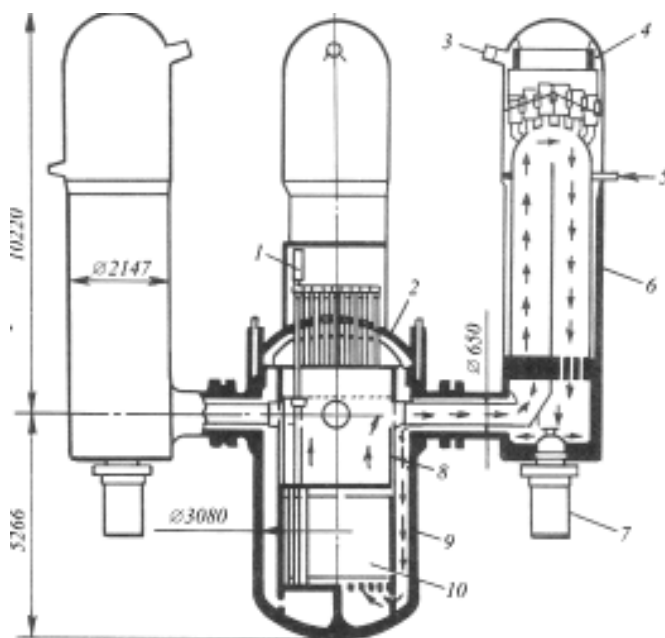


Рис. 2.10. Блочна ЯПВУ типу CAS:

1 – привод органу регулювання; 2 – кришка реактора; 3 – патрубок відводу пари; 4 – сепаратор пари; 5 – патрубок підводу живильної води; 6 – корпус парогенератора; 7 – ГЦН; 8 – внутрішньо корпусна обичайка; 9 – корпус реактора; 10 – активна зона

Активна зона реактора складається з прямокутних ТВЗ. ТВЕЛі виконані у вигляді плоских квадратних пластин з циркалоєвою оболонкою і паливом у вигляді двоокису урану. В міжканальному просторі активної зони розміщені вигораючи поглиначі нейтронів та хрестоподібні регулюючі стрижні.

Циліндричний корпус реактора має днище і кришку сферичної форми і розрахований на тиск 15,7 МПа та температуру 320 °С. Для розділення потоку теплоносія в корпусі розміщена внутрішньокорпусна циліндрична обичайка.

У верхній частині корпусу за допомогою коротких патрубків типу "труба в трубі" кріпляться три парогенератори. В установці використовуються парогенератори вертикального типу з природною циркуляцією живильної води другого контуру.

Циркуляція води першого контуру є примусовою і забезпечується герметичними відцентровими насосами, які вмонтовані у днище парогенератора. Таке компонування обладнання ЯПВУ забезпечує передачу залишкових тепловиділень з активної зони у другий контур у разі зупинки всіх ГЦН [11].

ЯПВУ моноблочного компонування (*інтегральні реактори*)

ЯПВУ рудовоза "Отто Ган" зображена на рис. 2.11. У спільному корпусі установки розміщується активна зона водо-водяного реактора, трубна система парогенератора, а три ГЦН з'єднуються з корпусом патрубками типу "труба в трубі" [6, 11].

Основні характеристики ЯПВУ

Теплова потужність, МВт	38
Тиск теплоносія першого контуру, МПа	6,21
Температура теплоносія, °С:	
на вході в активну зону	267
на виході з активної зони	278
Витрата теплоносія, кг/с	658
Діаметр активної зони, м	1,150
Висота активної зони, м	1,120
Кількість касет ТВЗ:	
квадратного перерізу	12
трикутного перерізу	4
Середнє збагачення ядерного палива, %	4,02
Середня густина теплового потоку, Вт/м ²	0,412 · 10 ⁶
Питоме енерговиділення, МВт/м ³	33
Кількість ТВЕЛів у ТВС	289
Паропродуктивність парогенератора, кг/с ...	17,8

Тиск пари, МПа	3,02
Температура пари, °С	273
Тривалість кампанії, діб	500
Загальна маса установки, т	930

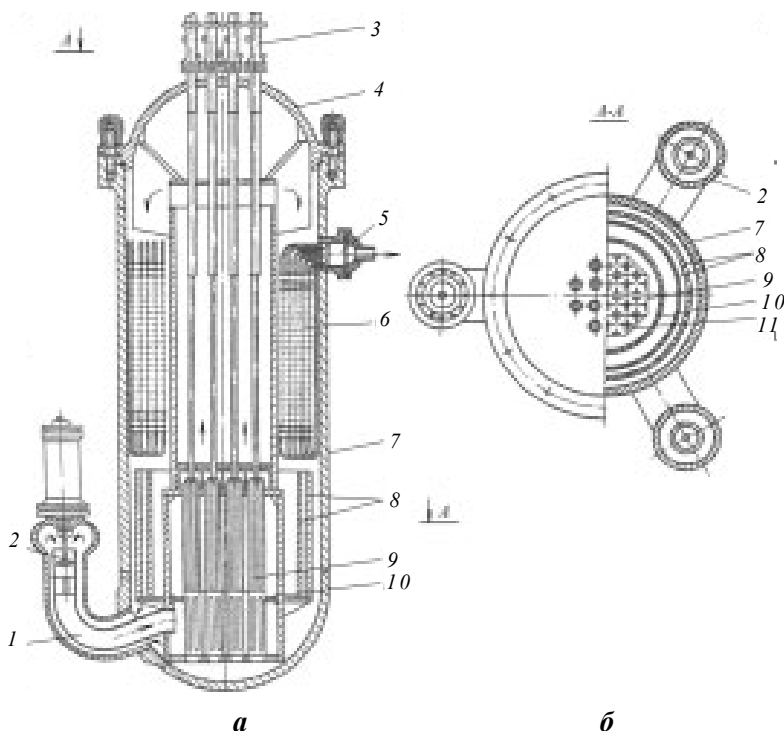


Рис. 2.11. Моноблочна ЯПВУ рудовоза:

а – повздовжній переріз; ***б*** – поперечний переріз;

1 – нагнітальний патрубок ГЦН; *2* – ГЦН; *3* – привод СУЗ; *4* – кришка;

5 – паровий колектор парогенератора; *6* – трубна система парогенератора; *7* – корпус; *8* – теплові екрани; *9* – касети ТВЗ;

10 – кошик активної зони; *11* – органи СУЗ

Активна зона знаходиться у нижній частині реактора і опирається на днище. Касети ТВЗ у нижній плиті кошика активної зони закріплені нерухомо, а у верхній – кріплення

забезпечує їх переміщення при тепловому розширенні. Оболонка ТВЕЛа виготовлена з трубки завдовжки 1220 мм, діаметром 10,9 мм, товщиною стінки 0,33 мм. Оболонка ТВЕЛа виготовлена з нержавіючої сталі. Ядерне паливо використовується у вигляді таблеток UO_2 .

Органи системи управління і захисту виконані у вигляді Т-подібних стрижнів і розміщені всередині касет. Ці стрижні об'єднуються у 12 груп по 4 стрижні в кожній. Переміщення кожної групи здійснюється за допомогою приводів, які змонтовані на кришці корпусу ЯПВУ.

Прямоточний парогенератор розташований над активною зоною в кільцевому просторі, який утворений корпусом ЯПВУ та центральною роздільною перегородкою. Він складається з трьох секцій у вигляді горизонтальних змійовикових пучків труб. Парові і водяні колектори секцій парогенератора розміщені у верхній частині корпусу ЯПВУ.

Циркуляція води в першому контурі відбувається примусово за допомогою трьох осьових циркуляційних насосів. Насоси нагнітають воду в активну зону, де вона підігрівається до температури близької до температури насичення при робочому тиску. Підігріта вода піднімається та надходить в міжтрубний простір парогенератора, там охолоджується і повертається на всмоктування до ГЦН. Особливість теплообміну в активній зоні полягає в тім, що в касетах ТВЗ має місце локальне пристінкове кипіння теплоносія. Це дає змогу значно знизити тиск теплоносія в першому контурі (до 6,21 МПа).

Моноблочна ЯПВУ типу CNSG-IVA зображена на рис. 2.12. У спільному корпусі установки розміщується активна зона реактора і дванадцять модулів прямоточного парогенератора з прямими трубами. Чотири ГЦН розміщені на кришці [11].

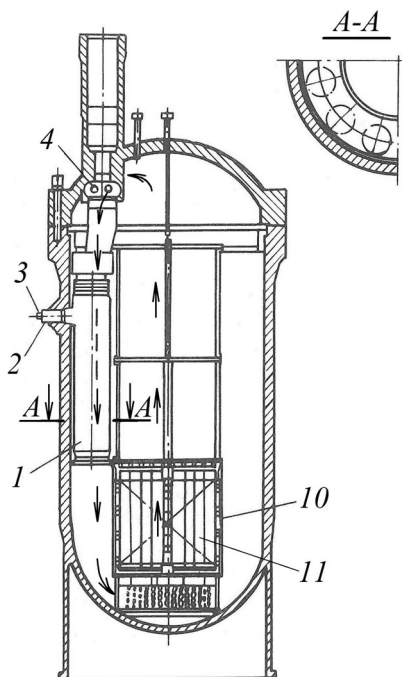


Рис. 2.12. Моноблочна ЯПВУ типу CNSG-IVA:
 1 – парогенератор; 2 – патрубков відводу пари; 3 – патрубков підвода живильної води; 4 – ГЦН;
 5 – привод СУЗ; 6 – кришка;
 7 – корпус; 8 – шахта; 9 – орган регулювання; 10 – активна зона;
 11 – ТВЗ

Основні характеристики ЯПВУ типу CNSG-IVA

Теплова потужність, МВт	314
Висота активної зони, м	1,83
Діаметр активної зони, м	2,23
Кількість ТВЗ	57
Форма ТВЗ	Квадратна
Питоме енерговиділення, МВт/м ³	44,7
Середня густина теплового потоку, Вт/м ²	0,440·10 ⁶
Матеріал оболонки ТВЕЛ	Циркалой
Тиск теплоносія першого контуру, МПа	13,35
Температура теплоносія, °С:	
на вході в активну зону	300
на виході з активної зони	319
Витрата теплоносія першого контуру, т/год.	11800

Активна зона реактора складається з 57 тепловидільних збірок, які вміщують 184 стрижневих ТВЕЛів діаметром 10,1 мм. Внутрішня порожнина ТВЕЛа заповнена таблетками із збагаченого двоокису урану. Для компенсування надлишкової реактивності використовуються стрижні з вигораючим поглиначем та 37 груп регулюючих стрижнів. Активна зона кріпиться до днища корпусу за допомогою спеціальної циліндричної опори.

Рух теплоносія в контурі циркуляції підтримується чотирма ГЦН з мокрими приводами. Кожний насос забезпечує подачу теплоносія біля 4300 м³/год при напорі 0,31 МПа.

Корпус ЯПВУ виготовлений з вуглецевої сталі і має внутрішнє покриття з нержавіючої сталі. Корпус має висоту 10,57 м, внутрішній діаметр – 4,0 м. Патрубки підводу живильної води і відводу пари другого контуру розміщені на циліндричній частині корпусу нижче фланцевого рознімання.

Реактори для атомних станцій теплопостачання

Атомні станції теплопостачання (АСТ) призначені для забезпечення споживачів тепловою енергією. Розташування таких станцій безпосередньо для споживачів зумовило потребу прийняття нових схемних і компоновальних рішень для досягнення високого рівня безпеки [5, 9].

Технологічна схема АСТ-500 наведена на рис. 2.13. В якості реактора вибраний найбільш опанований водо-водяний реактор потужністю 500 МВт (теплових). Оскільки на АСТ немає потреби у високій температурі першого контуру, тиск в реакторі значно знижений. Це не тільки здешевлює обладнання станції, а й знімає питання необхідності значного віддалення АСТ від міст.

Для того, щоб запобігти стиканню радіоактивних речовин з тепловою мережею, в ЯЕУ з реактором АСТ-500 (див. рис. 2.13) передбачена триконтурна технологічна схема. Вона

складається з першого (реакторного) контуру, проміжного контуру і контуру теплової мережі. Компонування реакторного першого контуру є інтегральною з розташуванням у верхній частині корпусу реактора модулів теплообмінників проміжного контуру. Таке розміщення теплообмінників проміжного контуру робить установку більш компактною з меншими втратами тепла.

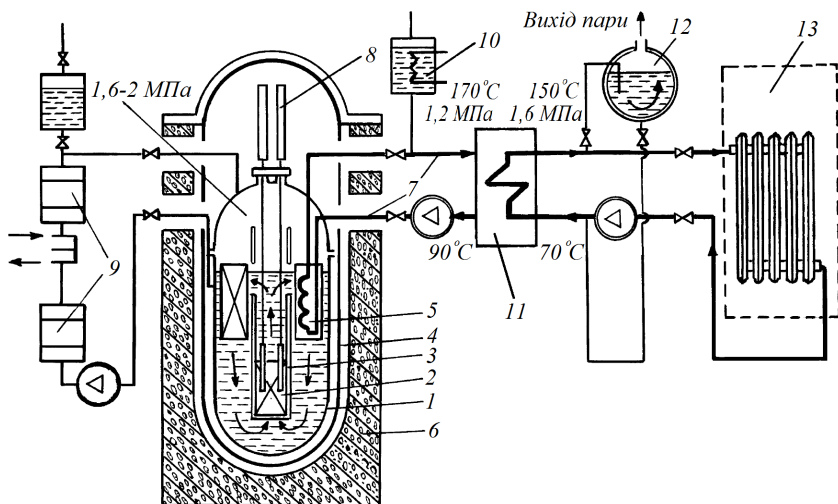


Рис. 2.13. Технологічна схема АСТ-500:

- 1 – корпус реактора; 2 – активна зона реактора; 3 – шахта;
- 4 – страхувальний корпус; 5 – модуль теплообміну проміжного контуру;
- 6 – залізобетонна шахта; 7 – проміжний контур; 8 – приводи СУЗ;
- 9 – система введення борованого розчину; 10 – компенсатор об'єму;
- 11 – теплообмінник; 12 – система аварійного розхождення;
- 13 – теплова мережа

Герметичний металевий корпус реактора розрахований на тиск 2,0 МПа. На випадок аварійної розгерметизації корпусу передбачено додатковий страхувальний корпус, призначений для локалізації протічок теплоносія. Циркуляція водного теплоносія в реакторі є природною, що підвищує

надійність роботи реактора і спрощує експлуатацію. Робочим тиском першого (реакторного) контуру є 1,6 МПа, в проміжному контурі тиск становить 1,2 МПа, що є нижчим за тиск 1,6 МПа в контурі теплової мережі. Такі перепади тисків цілком унеможливають перетікання в контур теплової мережі.

Тиск у реакторі забезпечується і підтримується паровою системою компенсації за рахунок або часткового кипіння теплоносія в активній зоні, або самозакипанням у верхній частині корпусу реактора. Для запобігання активації води проміжного контуру нижній торець поверхонь нагріву теплообмінників проміжного контуру перебуває вище на 1,5...2,0 м від торців активної зони. Активна зона реактора набирається з шести-гранних ТВЗ, що містять стрижневі ТВЕЛі. Невисока енергонапруженість активної зони (близько 30 МВт/м³, що в 3–4 рази є меншою, ніж в реакторах ВВЕР), а також низька середня температура палива (400 °С) значно зменшують імовірність виходу радіоактивних продуктів ділення безпосередньо в теплоносії. Як компенсатор тиску першого контуру використовують паровий об'єм 30 м³ верхньої частини корпусу реактора.

Проміжний контур складається з трьох петель, що забезпечують роботу на 50 % номінальної потужності реактора у разі відключення однієї з петель. У проміжному контурі некипляча вода циркулює під тиском 1,2 МПа, що створюється паровим компенсатором тиску контуру. Понижений тиск проміжного контуру порівняно з тиском теплової мережі гарантує відсутність протічки в контур теплової мережі. Однак вони можуть виникнути при різких зниженнях тиску в контурі теплової мережі. Тому в проміжному контурі передбачена спеціальна система виявлення міжкон-турних негерметичностей, яка контролює цілість теплообмінників проміжного контуру.

3. ХАРАКТЕРИСТИКА МАТЕРІАЛІВ, ЩО ЗАБЕЗПЕЧУЮТЬ ФУНКЦІОНУВАННЯ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

3.1. Ядерне паливо

В якості ядерного палива в реакторах використовують хімічні елементи зі значними перерізами нейтронно-ядерної реакції поділу (σ_f). У табл. 3.1 наведені перерізи реакцій для ізотопів урану і плутонію.

Таблиця 3.1. Перерізи нейтронно-ядерних реакцій ізотопів урану та плутонію для теплових нейтронів

Еле- мент	Ізотоп	σ_a , барн	σ_f , барн	σ_s , барн	σ_f
U	Природна суміш ізоотопів урану	7,68±0,07	4,18±0,06	8,3±0,2	–
	$^{233}_{92}\text{U}$	578±4	525±4	12,4±1,4	2,51±0,02
	$^{235}_{92}\text{U}$	683±3	582±4	15,2± 2,3	2,43±0,02
	$^{238}_{92}\text{U}$	2,71±0,02	$<5 \cdot 10^{-4}$	8,4±1,2	–
Pu	$^{239}_{94}\text{Pu}$	1028±13	742±4	12,1±1,7	2,89±0,03
	$^{240}_{94}\text{Pu}$	287±7	0,03±0,045	–	–
	$^{241}_{94}\text{Pu}$	1400±80	1025±10	–	2,96±0,08

Ядерним паливом, що існує в природі, є ізоотоп урану ${}_{92}\text{U}^{235}$. У природному урані містяться три ізоотопи: ${}_{92}\text{U}^{234}$, ${}_{92}\text{U}^{235}$, ${}_{92}\text{U}^{238}$. З них той, що ділиться (${}_{92}\text{U}^{235}$), знаходиться в незначній кількості – 0,712 %. Тому на практиці в енергетичних реакторах використовують збагачений подільним ізоотопом природний уран (збагачення від декількох до десятків відсотків).

Ізоотопи плутонію і ${}_{92}\text{U}^{233}$ відносяться до штучного ядерного палива. Одержують штучне паливо шляхом опромінення нейтронами ізоотопів урану (${}_{92}\text{U}^{238}$) і торію ${}_{92}\text{Th}^{232}$. При поглинанні нейтронів і низці послідовних радіоактивних перетворень накопичуються ізоотопи ${}_{92}\text{Pu}^{239}$ і ${}_{92}\text{U}^{233}$. Плутоній в якості ядерного палива доцільно використовувати в реакторах на швидких нейтронах. У сучасній енергетиці торій-урановий цикл використовується мало.

При виборі ядерного палива для енергетичних реакторів необхідно звернути увагу на наступні головні вимоги:

- сумісність з реакторними матеріалами (перш за все, з матеріалом оболонки ТВЕЛ і теплоносієм у випадку її розгерметизації);

- можливість досягнення великої глибини вигорання без істотних змін фізичних властивостей.

На АЕС з найбільш поширеним типом реакторів ВВР використовують природне ядерне паливо у вигляді металічного урану та його сполук.

Перевагою металічного урану є його максимальний вміст в одиниці об'єму палива і висока теплопровідність. Але такий суттєвий недолік, як обмеження за температурою і глибиною вигорання, не дає змогу його використовувати в сучасних потужних реакторах з високою енергонапруженістю. Металічний уран схильний до окислення в воді і повітрі. При опроміненні нейтронами ймовірно його розбухання і радіаційний ріст, а при вигоранні ядер урану – газове розбухання.

Це може спричинити вихід радіоактивних продуктів ділення в контур циркуляції теплоносія.

Найбільше застосування як ядерне паливо отримав діоксин урану UO_2 . Він сумісний з багатьма конструктивними матеріалами і теплоносіями. Унаслідок більшої пористої структури допускає більше вигорання без суттєвого розбухання. Головним недоліком діоксину урану, як ядерного палива, є його низька теплопровідність, що зумовлює великі градієнти температур в паливі (наприклад, в стрижневому ТВЕЛі діаметром 9 мм в центрі ТВЕЛу температура сягає близько 2800°C , а на периферії близько 600°C).

У перспективі можливе використання карбідів урану (UC і UC_2), які відрізняються від діоксиду урану вищою густиною і суттєво більшою теплопровідністю. Їхній недолік – порівняно висока хімічна активність з багатьма реакторними матеріалами.

У майбутньому можливе використання і інших сполук урану, наприклад нітридів, силіцидів, які більше поєднуються з реакторними матеріалами і мають підвищені густину і теплопровідність [2, 7, 10, 11].

У разі використання уранового палива в реакторі відбувається накопичення вторинного палива ${}_{92}\text{Pu}^{239}$, джерелом для якого є ${}_{92}\text{U}^{238}$. Це позитивно впливає на розмноження нейтронів та сприяє збільшенню глибини вигорання ядерного палива.

3.2. Сповільнювач нейтронів

Сповільнювач є важливим матеріалом активної зони в реакторах на теплових нейтронах.

Сповільнення швидких нейтронів відбувається в результаті реакцій пружного та непружного розсіювання. Воно продовжується доти, поки нейтрони не набудуть теплової рівноваги з атомами середовища, в якому вони рухаються. Такі нейтрони

називаються тепловими та їхня кінетична енергія відповідає енергії теплового руху атомів середовища.

Здатність речовини сповільнювати нейтрони визначається параметром сповільнююча здатність $\xi \Sigma_s$, де Σ_s макроскопічний переріз розсіювання речовини, ξ – середня логарифмічна втрата енергії нейтронів при одному зіткненні. Для урахування негативної здатності речовини поглинати нейтрони використовують такий параметр, як коефіцієнт сповільнення $K_c = \xi \Sigma_s / \Sigma_a$, де Σ_a – макроскопічний переріз поглинання теплових нейтронів.

Для сповільнювачів нейтронів основні вимоги зведені до високих сповільнюючих здатностей та слабого поглинання нейтронів. Першу вимогу задовольняють тією чи іншою мірою матеріали з малим масовим числом, а другу – звичайна та важка вода, графіт, берилій, оксид берилію. Ці вимоги суттєво обмежують перелік матеріалів, які використовують в реакторобудуванні як сповільнювачі нейтронів (табл. 3.2).

Найбільше застосування в якості сповільнювача нейтронів отримали звичайна вода і графіт, але звичайна вода суттєво поглинає нейтрони. Однак, коли висуваються вимоги мінімальних розмірів реактора, то застосовують саме звичайну воду, яка має найвищу сповільнюючу здатність. Найвищий коефіцієнт сповільнення (відношення сповільнюючої здатності до зрізу поглинання нейтронів) має важка вода. Дещо поступається важкій воді графіт. З нейтронно-фізичного погляду добрим сповільнювачем є берилій, однак унаслідок високої вартості, токсичності, хімічної активності при дотиках з водою його в енергетичних реакторах поки що не застосовують [4, 5, 9, 10, 13].

Таблиця 3.2. Співільнююча здатність та коефіцієнт сповільнення нейтронів окремих матеріалів

Речовина	Густина, кг/м ³	$\xi \cdot \Sigma_S, \text{м}^{-1}$	$K_c = \xi \cdot \Sigma_S / \Sigma_a$
Вода	1000	135	61
Діфенільна суміш	1060	161	118
Важка вода	1100	18,8	4300
Берилій	1840	15,4	135
Окис берилію	2800	12,9	180
Графіт	1670	6,4	235

3.3. Теплоносій

Теплоносій служить для відведення теплоти з активної зони. Ним може бути рідка або газоподібна речовина. В якості теплоносія в ядерних реакторах можна використовувати воду (звичайну H_2O і важку D_2O), гази (He , CO_2 та інш.), рідкі метали (Na , K , Rb - Bi) і органічні теплоносії.

Основні вимоги до теплоносіїв зведені до:

- 1) забезпечення досить ефективного тепловідведення при помірних затратах потужності на циркуляцію;
- 2) сумісність теплоносія з конструктивними матеріалами активної зони і ядерним паливом;
- 3) термічна і радіаційна стійкість, низька активація (наведена радіоактивність) теплоносія;
- 4) доступність і помірна вартість.

Зазначимо, що всі речовини, які нині використовують як теплоносії лише в тій чи іншій мірі задовольняють вище перелічені вимоги [2, 5, 7, 9, 10].

Щоб задовольнити перелічені вимоги, вибір того чи іншого теплоносія ведуть з урахуванням властивостей конструктивних матеріалів активної зони, а також типу ядерного реактора. Наприклад, в реакторах на теплових нейтронах широко застосовують звичайну воду і гази, а в реакторах на швидких нейтронах – розтоплений натрій.

Найрозповсюдженішим теплоносієм і сповільнювачем нейтронів в ядерних реакторах на теплових нейтронах є звичайна вода. Вона має хороші теплопередавальні і сповільнюючі властивості, дешева, добре вивчена як теплоносій і робоче тіло в теплоенергетиці. Основна вимога до води в ядерній енергетиці зводиться до її чистоти, бо знесолена вода, очищена від домішок, слабо активується і має невисоку корозійну агресивність. Недоліком звичайної води як теплоносія є відносно низька температура кипіння при малих тисках. З огляду на це, щоб отримати високі температури (250...350 °C) і, отже, підвищений ККД термодинамічного циклу, доводиться підтримувати дуже високі тиски води всередині реактора (близько 10...16 МПа). Усе це потребує виготовлення міцного важкого корпусу реактора, резервуарів і трубопроводів, що значно впливає на вартість реактора.

Звичайна вода має значні зрізи поглинання теплових нейтронів, тому в реакторах у разі використання води як теплоносія і сповільнювача нейтронів доводиться застосовувати дорожче збагачене ядерне паливо. Якщо ж в реакторі в якості теплоносія використовувати звичайну воду, а як сповільнювач нейтронів застосувати графіт чи важку воду, то такі реактори можуть працювати і на природному урані.

Найкращим теплоносієм і сповільнювачем нейтронів є важка вода D_2O , яка має такі як і звичайна вода теплопередавальні властивості, але надзвичайно малий зріз поглинання теплових нейтронів.

Тому реактори з важководним сповільнювачем і теплоносієм можуть працювати на природному урані. Корозійна агресивність важкої води є меншою, ніж звичайної води. Унаслідок високої вартості важка вода не отримала достатньо широкого застосування.

Газові теплоносії застосовують в енергетичних реакторах, де використовують вуглекислий газ, гелій, вологу та перегріту водяну пару. Газові теплоносії достатньо доступні і стабільні, слабо поглинають і сповільнюють нейтрони, мало активуються. Основною перевагою їх порівняно з водою є незалежність температури газу від тиску в циркуляційному контурі реактора.

Максимальна температура газових теплоносіїв обмежується лише властивостями матеріалів активної зони. Це дає змогу отримати підвищений ККД термодинамічного циклу АЕС (39...43 %).

До недоліків газових теплоносіїв слід віднести суттєво гірші порівняно з водою, теплопередавальні властивості (низькі густина, об'ємна теплоємність і коефіцієнт теплопровідності). Це, своєю чергою, веде до збільшення поверхонь теплообміну, підвищення тиску в контурі, зростання розмірів реактора і збільшення витрат енергії на переміщення теплоносія.

Рідкометалічні теплоносії (зазвичай натрій і сплав натрію з калієм, сплав свинцю і вісмуту) використовують в енергетичних реакторах на швидких нейтронах. Вони слабо сповільнюють і поглинають нейтрони, порівняно дешеві і мають високі теплопередавальні властивості (наприклад, коефіцієнт теплопровідності натрію на два порядки більший, ніж у води). Важливою перевагою рідких металів порівняно з водою є високі температури кипіння і низькі тиски насичених парів (для натрію $t_{\text{кип}} = 883$, для калію $t_{\text{кип}} = 760$ °C при атмосферному тиску). Основними недоліками рідкометалічних теплоносіїв є висока активація нейтронами і здатність вступати в бурхливу хімічну реакцію з водою, а також відносно високі температури топлення (для натрію – 98, для калію 64 °C) і підвищена здатність до окислення.

3.4. Конструкційні матеріали

Матеріали, що слугують для оболонок ТВЕЛів, дистанційуючих відстаневих пристроїв, корпусів ТВЗ і технологічних каналів, повинні мати малі перерізи поглинання нейтронів, достатню механічну міцність, високу теплопровідність, високу радіаційну та корозійну стійкість, бути сумісними з ядерним паливом і теплоносієм [2, 7, 9, 10].

Порівняно слабо поглинають нейтрони і задовольняють перелічені вимоги алюміній, магній, цирконій та їхні сплави. Однак їх застосування обмежене температурним рівнем. З підвищенням температури їх механічна міцність погіршується і підвищується корозійна активність. У водоохолоджуваних реакторах переважно застосовують цирконієві сплави, які зберігають свої характеристики до 400 °С. В реакторах з вищими робочими температурами теплоносія застосовують аустенітні нержавіючі сталі. Зрештою, в високотемпературних газоохолоджуваних реакторах з гелієвим теплоносієм основним конструктивним матеріалом є графіт.

3.5. Матеріали органів регулювання

Для стрижнів регулювання застосовують матеріали, що сильно поглинають нейтрони. Широке використання отримали бор і боровмісткі матеріали. Бор використовується в аморфному або кристалічному вигляді у складі таких хімічних сполук, як бура $\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7$, борна кислота H_3BO_3 , карбід бору B_4C , нітрид бору BN , а також у вигляді його з'єднань з металами. Із з'єднань з металами розповсюдження отримала бориста нержавіюча сталь, яка містить від 0,5 до 3 % В, біля 18 % Cr, 14 % Ni та останнє – Fe. Добрі поглинаючі властивості мають рідкоземельні елементи: європій, гадоліній, диспрозій,

самарій, гафній, кадмій. Особливо ефективний європій, якій має значний переріз поглинання як теплових, так і надтеплових нейтронів [1, 2, 5, 7, 11].

Способи регулювання ґрунтуються на зміні кількості поглиначів нейтронів в активній зоні реактора.

Серед цих способів регулювання розрізняють:

- регулювання переміщенням в активній зоні боровмістких стрижнів або решіток;

- введенням в активну зону вигораючих поглиначів у вигляді стрижнів або пластин;

- введенням рідкого поглиначів нейтронів у теплоносій або сповільнювач у вигляді борної кислоти H_3BO_3 .

4. КОМПОНУВАННЯ РЕАКТОРА І ВИЗНАЧЕННЯ ТЕПЛОВИХ ХАРАКТЕРИСТИК АКТИВНОЇ ЗОНИ

4.1. Розробка принципової схема ЯЕУ та компоновальної схеми ЯПВУ

Тип заданого реактора визначає принципову схему ЯЕУ, вибір якої пов'язаний з досягненням найбільшої безпеки і зручності обслуговування енергетичного обладнання АЕС.

У даному розділі необхідно обґрунтувати обрану принципову схему і зіставити її з іншими, вказавши переваги і недоліки. На вибір числа контурів принципової схеми впливає і місце установки реактора (див. рис. 2.1). При виборі варіанту ЯПВУ (поліблочної, блочної або моноблочної) слід врахувати величину заданої потужності реактора і його призначення, тобто використання або на атомній електростанції (АЕС), або на АЕС підземного базування (ПАЕС) або на плавучій АЕС (ПлАЕС), або на атомній станції теплопостачання (АСТ) (див. розд. 2).

4.2. Вибір та обґрунтування матеріалів активної зони, відбивача та теплових екранів

До основних матеріалів активної зони відносяться: ядерне паливо, сповільнювач нейтронів, теплоносії, конструкційні матеріали ТВЕЛ і ТВЗ, матеріали органів регулювання.

Ядерне паливо. Обґрунтувати вибір природного або штучного ядерного палива, в якому вигляді воно застосовується (у вигляді металу, оксиду, металокерамічної композиції). Навести короткі відомості щодо його ядерно-фізичних, теплофізичних та інших властивостей. Частина відомостей про паливо для реакторів наведені в розд. 2 і 3.

Сповільнювач нейтронів. У реакторах на теплових нейтронах важливим матеріалом активної зони є сповільнювач нейтронів. Він може бути обумовлений в заданому типі реактора (наприклад, у водо-водяному реакторі сповільнювачем є вода).

Необхідно навести ядерно-фізичні, сповільнюючі та дифузійні характеристики ($\xi\Sigma_s$, τ , L) сповільнювача.

Теплоносій. Теплоносій служить для відводу теплоти з активної зони. Ним можуть бути рідини або гази. У заданому типі реактора теплоносій може бути обумовлений (наприклад, у водо-водяному реакторі теплоносієм є вода). Необхідно привести його ядерно-фізичні та теплофізичні характеристики.

Конструкційні матеріали. Це матеріали, з яких виготовлені оболонки тепловидільних елементів (ТВЕЛ), оболонки тепловидільних збірок (ТВЗ), оболонки регулюючих стрижнів (РС) і стрижнів вигоряючих поглиначів (СВП). Привести їх ядерно-фізичні, теплофізичні і механічні характеристики, а також допустиму температуру. Частина відомостей з конструкційних матеріалів наведені в розд. 2 і 3.

Відбивач нейтронів. В якості відбивача зазвичай обираються ті самі матеріали, які прийняті для сповільнювача нейтронів.

Необхідна товщина відбивача визначається як $T \approx 1,5\sqrt{L^2 + \tau}$ см, де L^2 – квадрат довжини дифузії нейтронів, см^2 ; τ – умовний вік нейтронів, см^2 .

Наприклад, у води довжина дифузії $L = 2,725$ см, умовний вік нейтронів $\tau = 31$ см^2 .

Теплові екрани. В якості теплових екранів використовують нержавіючу сталь (типу Х18Н10Т). Вибір товщини проводиться на підставі вивчення конструктивних особливостей відомих конструкцій реакторів.

4.3. Компонування активної зони і реактора

4.3.1. Вибір конструкції ТВЕЛ і його геометричних характеристик. Конструкцію ТВЕЛ можна вибрати відповідно до наведених в додатку 3 найбільш характерних типів. Привести ескіз конструкції ТВЕЛ із зазначенням його розмірів: d_1 – зовнішній діаметр, d_0 – внутрішній діаметр (паливного осердя), δ – товщина оболонки, δ_3 – товщина зазору між паливним осердям і оболонкою у зчепленому ТВЕЛі. Вибирають один з двох конструкцій ТВЕЛ: зчеплений або незчеплений. Для незчеплених ТВЕЛ з паливом у вигляді діоксиду урану (UO_2) необхідно передбачити компенсаційний об'єм (див. рис. 2.4).

4.3.2. Вибір конструкції ТВЗ і визначення її геометричних характеристик. Конструкція ТВЗ (трубчаста, квадратна або шестигранна призма) приймається на підставі прикладів, наведених в розд. 2. Необхідно надати ескіз поперечного перерізу ТВЗ (див. дод. 4). Деякі характеристики ТВЗ для реакторів ВВЕР-440 та ВВЕР-1000 наведені в табл.2.1.

Розміри ТВЗ залежать від кількості ТВЕЛ в ній та їх кроку. Кількість ТВЕЛ приймається відповідно до конструкції ТВЗ і потужності реактора. Так, для реакторів з великою потужністю кількість ТВЕЛ приймають $n = 120 \dots 320$, а для реакторів невеликої потужності ($W = 50 \dots 300$ МВт) – $n = 50 \dots 250$.

Крок ТВЕЛ в ТВЗ залежить від прийнятого відношення об'єму сповільнювача нейтронів до об'єму палива в активній зоні (ϕ).

Так, для реакторів ВВЕР приймають

$$\varphi = \frac{V_{\text{H}_2\text{O}}}{V_{\text{яп}}} \approx 1,5 \dots 2,5.$$

Крок ТВЕЛ для квадратної та трикутної решіток визначається:

$$- \text{ для квадратної } t = 0,886 \cdot d_1 \sqrt{x + \varphi_1},$$

$$- \text{ для трикутної } t = 0,952 \cdot d_1 \sqrt{x + \varphi_1},$$

де $x = \frac{f_{\text{ТВЕЛ}}}{\pi d_1^2 / 4}$, $\varphi_{\text{п}} = \varphi \left(\frac{d_0}{d_1} \right)^2$, $f_{\text{ТВЕЛ}}$ – площа поперечного перерізу ТВЕЛ.

Для гладкого стрижневого ТВЕЛ приймають $f = 1$.

Визначивши крок ТВЕЛ (t) та прийнявши їх кількість (n), зобразити ТВЗ на ескізі в масштабі. Товщину оболонки ТВЗ прийняти. Площа поперечного перерізу ТВЗ (S_k) визначається за розмірами, узятими з ескізу. Рекомендований масштаб ескізу 1:1 або 1:2.

4.3.3. Вибір конструкції органів регулювання здійснюється відповідно до конструкції ТВЗ та їх компонування (див. дод. 3). Регулюючі стрижні в активній зоні розміщуються або всередині ТВЗ, або між ними. Деякі характеристики регулюючих органів та їх конструктивне виконання наведені в розд. 2.

4.3.4. Компонування реактора. Вибір конструктивної схеми ядерного реактора здійснюється з урахуванням типу ЯПВУ та компонування активної зони і органів регулювання.

В основу сучасних конструкцій покладено ряд рішень, спрямованих на підвищення надійності, безпеки, зручності обслуговування та ремонту:

– вхід та вихід теплоносія з реактора здійснюється вище активної зони, що дозволяє виконати його нижню частину найміцнішою, не ослабленою отворами та патрубками. У разі розриву циркуляційного трубопроводу і витоку теплоносія не відбудеться аварійного осушення активної зони;

– схема реактора з однозаходним рухом теплоносія в активній зоні від низу до верху має менші гідравлічні опори, що полегшує охолодження ТВЕЛ у режимі природної циркуляції;

– органи регулювання та обладнання для контролю за роботою реактора розташовуються в його верхній частині, що сприяє зручності обслуговування та ремонту.

4.4. Визначення габаритних розмірів активної зони та її теплових характеристик

4.4.1. Об'єм активної зони: $V = W / q_v^{аз}$, м³,

де W – потужність реактора (задано), МВт; $q_v^{аз}$ – питоме об'ємне енерговиділення, МВт/м³.

Питоме об'ємне енерговиділення є показником енергонапруженості активної зони і залежить від типу реактора. Воно приймається з табл. 4.1.

Таблиця 4.1. Основні показники енергонапруженості активної зони реактора [4]

Тип реактора	$q_v^{аз}$, МВт/м ³	$q_v^п$, МВт/м ³	q , кВт/м ²
Графитоводні (РБМК)	4...7	130...200	330...510
Газоохолоджувальні	5...10	10...20	50...80
Водо-водяні (ВВР)			
– стаціонарні	80...100	300...400	480...600
– судові	50...200	400...1000	500...900
На швидких нейтронах	300...500	1300...1500	1300...2000
Водо-водяні киплячі	40...50	–	–

Примітка: $q_v^{аз}$ – питоме об'ємне енерговиділення; $q_v^п$ – питоме енерговиділення паливної композиції; q – густина теплового потоку.

4.4.2. Габаритні розміри активної зони циліндричної форми визначаються з формули

$$V = \frac{\pi D^2}{4} H, \text{ м}^3,$$

де D – діаметр активної зони, м; H – висота активної зони, м; R – радіус активної зони, м.

При обчисленні розмірів необхідно задатися співвідношенням H та D . Оптимальним співвідношенням вважається: $H = 1,85 R = 0,925 D$.

4.4.3. Площа поперечного перерізу активної зони

$$S_{\text{аз}} = \frac{\pi D^2}{4}, \text{ м}^2.$$

4.4.4. Кількість ТВЗ в активній зоні $N_{\text{к}} = S_{\text{аз}} / S'_{\text{к}}$,

де $S'_{\text{к}} = S_{\text{к}} + 0,5 S_3$ – площа ТВЗ з урахуванням зазору між ТВЗ, м^2 ; S_3 – площа зазору між ТВЗ; $S_{\text{к}}$ – площа поперечного перерізу ТВЗ (див. п. 4.3.2).

4.4.5. Виконати ескіз поперечного перерізу активної зони і відкоригувати кількість ТВЗ. У подальших розрахунках використовувати кількість ТВЗ, взятих з ескізу – $N_{\text{к}}^{\text{п}}$. Приклад наведений у дод. 5.

4.4.6. Площа поверхні ТВЕЛів: $F_{\text{аз}} = \pi d_1 H N_{\text{к}}^{\text{п}} n, \text{ м}^2$,

де d_1 – зовнішній діаметр ТВЕЛ, м (прийнято в п. 4.3.1); H – висота активної зони, м; n – кількість ТВЕЛ в ТВЗ (прийнято в п. 4.3.2); $N_{\text{к}}^{\text{п}}$ – кількість ТВЗ в активній зоні (див. 4.4.5).

4.4.7. Середня по активній зоні густина теплового потоку

$$q = \frac{k_1 W \cdot 10^3}{F_{\text{аз}}}, \text{ кВт/м}^3,$$

де $k = 0,92 \dots 0,95$ – частка енерговиділення в паливі; W – потужність реактора, МВт.

Після обчислення порівняти отриманий результат з табличними даними (див. табл. 4.1).

4.4.8. Об'єм паливної композиції в активній зоні

$$V_T = \frac{\pi d^2}{4} H N_K^p n, \text{ м}^3.$$

4.4.9. Середнє питоме енерговиділення в паливній композиції

$$q_v^p = \frac{k_1 W}{V_{\Pi}}, \text{ МВт/м}^3.$$

Порівняти отримане питоме енерговиділення в паливній композиції для сучасних реакторів (див. табл. 4.1).

4.4.10. Масова витрата теплоносія знаходиться з рівняння теплового балансу

$$W = G_T (c_T t_T^{\text{вих}} - c_T t_T^{\text{вх}}) \text{ або } W = G_T (h_T^{\text{вих}} - h_T^{\text{вх}}), \text{ кВт},$$

де G_T – витрата теплоносія, кг/с; $t_T^{\text{вх}}$, $t_T^{\text{вих}}$ – відповідно температура теплоносія на вході і виході з реактора, °С; c_T – теплоємність теплоносія, кДж/(кг · град); $h_T^{\text{вх}}$, $h_T^{\text{вих}}$ – відповідно ентальпія теплоносія на вході і виході з реактора, кДж/кг.

Значення ентальпій беруться з таблиць "Теплофізичні властивості води і водяної пари" в залежності від тиску в реакторі (P) і температури теплоносія (t_T).

Витрата теплоносія

$$G_T = \frac{W \cdot 10^3}{h_T^{\text{вих}} - h_T^{\text{вх}}}, \text{ кг/с},$$

де W – потужність реактора, МВт.

4.4.11. Середня швидкість теплоносія в робочих каналах (ТВЗ)

$$w_{аз} = \frac{G_T \bar{v}_T}{S_{ж}}, \text{ м/с,}$$

де $\bar{v}_T$ – середній питомий об'єм теплоносія в активній зоні, м³/кг; $S_{ж}$ – живий переріз для проходу теплоносія, м².

Середній питомий об'єм теплоносія в активній зоні знаходиться як середнє арифметичне питомих об'ємів води, взятих при температурі теплоносія на вході і виході при відповідному тиску

$$\bar{v}_T = \frac{v_T(t_T^{BX}) + v(t_T^{ВИХ})}{2}, \text{ м}^3/\text{кг.}$$

Живий переріз для проходу теплоносія визначається з урахуванням геометричних характеристик ТВЕЛ та ТВЗ

$$S_{ж} = N_K^p \left(S_K - \frac{\pi d^2}{4} n \right), \text{ м}^2.$$

Швидкість теплоносія в активній зоні реактора типу ВВЕР допускається $w = 2 \dots 8$ м/с. При великих швидкостях значно збільшуються гідравлічні опори реактора, при малих швидкостях знижується коефіцієнт тепловіддачі.

4.4.12. Визначення габаритних розмірів корпусу реактора ($D_{вн}$ – внутрішній діаметр) і діаметра патрубків ($D_{п}$) контуру циркуляції здійснюється за допомогою рівняння суцільності:

$$G_T = \frac{w_T S}{v_T}, \text{ кг/с.}$$

При визначенні діаметра патрубків необхідно врахувати кількість циркуляційних петель. Тоді

$$G_T^1 = \frac{G_T}{j},$$

де j – кількість циркуляційних петель.

Доцільно задатися швидкістю теплоносія з урахуванням можливих гідравлічних опорів і допустимих габаритів. Рекомендовані швидкості $w_T = 2 \dots 8$ м/с.

Тоді розміри визначаються з площі поперечного перерізу:

$$S = \frac{G_T v_T}{w_T}, \text{ м}^2.$$

де v_T – питомий об'єм теплоносія, залежить від тиску (P) і температури теплоносія (t_T).

Решта розмірів реактора приймаються конструктивно, з урахуванням загального компоновання, особливостей конструкції органів регулювання та ін.

Визначені розміри активної зони (D і H), внутрішні діаметри корпусу реактора та патрубків позначити на компоновальному ескізі реактора.

ПЕРЕЛІК КОНТРОЛЬНИХ ЗАПИТАНЬ

1. Оцініть переваги та недоліки одно- і двоконтурних ЯЕУ. Який тип домінує на АЕС?

2. Який тип ЯЕУ використовується на АЕС України? Наведіть переваги цього типу ЯЕУ.

3. У яких галузях можливо використання енергетичних ядерних реакторів?

4. Чому двоконтурний тип ЯЕУ широко використовується на АЕС?

5. Що таке ЯПВУ? Які вона має основні складові?

6. Наведіть можливі принципи компоновок ЯПВУ та порівняйте їх переваги і недоліки.

7. Які допоміжні системи та основні системи безпеки обслуговують ЯПВУ з водо-водяними реакторами?

8. Чому в енергетиці переважають ЯПВУ з водо-водяними реакторами?

9. Наведіть типи енергетичних ядерних реакторів та дайте їм порівняльну характеристику.

10. Які типи енергетичних реакторів використовуються на діючих АЕС? Чим вони відрізняються один від одного?

11. Який тип енергетичного ядерного реактора використовується на діючих АЕС України? Зазначте переваги цього типу реактора.

12. Чим відрізняється реактор на теплових нейтронах від реактора на швидких нейтронах?
13. З яких конструктивних елементів складається активна зона реактора? З яких матеріалів їх виготовляють?
14. Які фізичні процеси відбуваються в активній зоні реактора? Що призводить до виділення теплоти?
15. Що являє собою ядерний реактор на теплових нейтронах?
16. Як регулюється потужність реактора? З яких матеріалів виготовляються регулюючі органи?
17. Що являє собою система управління і захисту (СУЗ) реактора? Які групи органів входять до її складу?
18. Що являє собою тепловиділяючий елемент (ТВЕЛ)? Які складові ТВЕЛа та їх матеріали?
19. Які матеріали використовуються в якості теплоносіїв? Дайте їм порівняльну характеристику.
20. Яким чином відбувається відведення теплоти з активної зони реактора?
21. Які основні ядерні реакції під дією нейтронів відбуваються в ядерному реакторі?
22. За яких умов в реакторах здійснюється ланцюгова самопідтримна реакція поділу?
23. Який енергетичний ефект реакції поділу?
24. Який механізм реакції поділу? Які елементарні частинки і випромінювання народжуються при цьому?
25. Як відбувається ланцюгова реакція поділу?
26. За яких умов відбувається ядерний вибух?
27. Що таке критична маса палива?
28. Що таке критичний об'єм активної зони реактора?
29. Який існує зв'язок між потужністю реактора і макроскопічним перерізом реакції поділу?
30. Які переваги має реактор на теплових нейтронах?

31. З якою метою сповільнюють нейтрони?
32. Як відбувається сповільнення нейтронів в активній зоні реактора?
33. Яка існує залежність поперечного перерізу нейтронно-ядерної реакції від енергії нейтрона?
34. Які матеріали використовуються в якості ядерного палива? Дайте характеристику природному та штучному ядерному паливу.
35. Що таке збагачений природний уран? Яке збагачення урану використовують в ядерному паливі енергетичних реакторів?
36. Де і як одержують штучне ядерне паливо плутоній-239 та уран-233? Коефіцієнт відтворення ядерного палива.
37. Які уранові сполуки використовують в якості ядерного палива? Чому їм віддають перевагу?
38. Як відбувається сповільнювання нейтронів? Чим характеризується цей процес?
39. Які матеріали використовують в якості сповільнювачів нейтронів? Які з них найбільш поширені?
40. Зробіть порівняльну характеристику сповільнювачів нейтронів.
41. Чому вода знайшла найбільше поширення в якості сповільнювача нейтронів в реакторах?
42. Як довжина дифузії та умовний вік нейтронів впливають на геометричні розміри активної зони реактора?
43. Чому дорівнює ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів у критичному реакторі?
44. Як за допомогою критичного рівняння реактора знайти необхідну величину збагачення урану?
45. Як за допомогою критичного рівняння реактора знайти критичні розміри активної зони реактора?
46. Чим відрізняється гетерогенний реактор від гомогенного?

47. Як зміняться критичні розміри активної зони, якщо їх оточити відбивачем нейтронів?

48. Які матеріали використовуються в якості відбивача нейтронів? Наведіть їх порівняльну характеристику.

49. Як впливає відбивач нейтронів на розподіл нейтронів в активній зоні реактора?

50. Як впливає накопичення продуктів поділу ядерного палива на реактивність реактора?

51. Які зміни відбуваються в активній зоні при роботі реактора? Наведіть основні процеси, що їх викликають.

52. Які наслідки вигорання первинного і накопичення вторинного ядерного палива?

53. Чим відрізняються отруєння від зашлакування реактора?

54. Як відбувається пуск реактора? За допомогою яких джерел нейтронів відбувається пуск реактора?

55. Яку функцію виконують приводи органів СУЗ?

56. Чому після зупинки реактора потрібне розхолодження реактора?

57. Які системи необхідно передбачити для відведення теплоти після зупинки реактора?

58. У чому полягає особливість пасивної системи відведення теплоти з активної зони реактора?

59. Які джерела іонізуючих випромінювань існують в ЯЕУ?

60. Як здійснюється ослаблення нейтронного потоку і гама-випромінювань матеріалами біологічного захисту?

61. Які матеріали використовуються в якості біологічного захисту? Дайте їм порівняльну характеристику.

62. Які існують джерела забруднення радіонуклідами приміщень АЕС і навколишнього середовища?

63. Які одиниці використовуються для виміру іонізуючого випромінювання?

64. Які гранично допустимі норми опромінення встановлені нормами радіаційної безпеки України (НРБУ)?

65. Які фізичні бар'єри повинні існувати на АЕС для запобігання розповсюдження радіоактивного бруду?

66. Перелічити основні системи безпеки ЯЕУ.

67. Які вживаються засоби запобігання аварій на АЕС?

68. Які існують засоби локалізації наслідків аварій з ЯЕУ?

69. Які існують засоби індивідуального захисту від радіоактивного впливу?

70. Що таке біологічний захист? Які конструктивні особливості біологічного захисту ЯЕУ?

71. Які види іонізуючих випромінювань виникають внаслідок роботи ЯЕУ?

72. За допомогою яких технічних засобів забезпечується зниження потужності іонізуючих випромінювань до безпечних меж та запобігання розповсюдження радіоактивних речовин в навколишнє середовище?

СПИСОК ЛИТЕРАТУРИ

1. **Дементьев, Б. А.** Кинетика и регулирование ядерных реакторов [Текст] : учеб. пособие для вузов / Б. А. Дементьев. – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 272 с.
2. **Емельянов, И. Я.** Конструирование ядерных реакторов [Текст] : учеб. пособие для вузов / И. Я. Емельянов, В. И. Михан, В. И. Солонин и др. // под общ. ред. акад. Н. А. Доллежаля. – М. : Энергоиздат, 1982. – 400 с.
3. **Кузнецов, В. А.** Судовые ядерные энергетические установки [Текст] : учебник / В. А. Кузнецов. – Л. : Судостроение, 1989. – 256 с.
4. **Кузнецов, В. А.** Судовые ядерные реакторы (основы теории и эксплуатации) [Текст] : учебник / В. А. Кузнецов. – Л. : Судостроение, 1988. – 264 с.
5. **Нигматулин, И. Н.** Ядерные энергетические установки [Текст] : учебник для вузов / И. Н. Нигматулин. – М. : Энергоатомиздат, 1986. – 1168 с.
6. **Половец, Ю. А.** Паропроизводящие установки современных атомных судов [Текст] / Ю. А. Половец, В. В. Ершов. – Николаев : НКИ, 1983. – 69 с.
7. **Половец, Ю. А.** Судовые реакторы и парогенераторы [Текст] / Ю. А. Половец, Б. К. Хлопенко. – Николаев : НКИ, 1986. – 52 с.

8. **Половець, Ю. О.** Термінологічний російсько-український словник з ядерної енергетики [Текст] / Ю. О. Половець. – Миколаїв : УДМТУ, 2001. – 60 с.

9. **Топольницький, М. В.** Атомні електричні станції [Текст] : підручник для вузів / М. В. Топольницький. – Львів : Видавництво "Бескіт Біт", 2005. – 524 с.

10. **Шаманов, Н. П.** Судовые ядерные энергетические реакторы [Текст] : учебник / Н. П. Шаманов, Г. Е. Романцов. – Л. : Судостроение, 1984. – 232 с.

11. **Шаманов, Н. П.** Судовые ядерные паропроизводящие установки [Текст] : учебник / Н. П. Шаманов, Н. Н. Пейч, А. Н. Дядик. – Л. : Судостроение, 1990. – 368 с.

12. **Широков, С. В.** Ядерні енергетичні реактори [Текст] : навч. посібник (рос. мовою) / С. В. Широков. – Київ : НТТУ "КПІ", 1997. – 220 с.

13. **Широков, С. В.** Фізика ядерних реакторів [Текст] : навч. посібник / С. В. Широков. – Київ, 1998. – 288 с.

Додаток 1

МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ
Національний університет кораблебудування
імені адмірала Макарова

Кафедра технічної теплофізики і суднових паровиробних установок

ЗАТВЕРДЖУЮ

Зав. кафедрою _____

З А В Д А Н Н Я

на виконання індивідуальної розрахунково-графічної роботи
з дисципліни "Енергетичні ядерні реактори"
спеціальності 144 "Теплоенергетика"

Вихідні дані

1. Тип реактор _____ тип ЯПВУ _____
2. Потужність _____
3. Параметри теплоносія: тиск _____ температура _____

Зміст роботи

1. Розробка принципової схеми ЯЕУ та компоувальної схеми ЯПВУ.
2. Вибір та обґрунтування матеріалів активної зони та її теплових характеристик.
3. Компонування ядерного реактор.
4. Визначення габаритних розмірів активної зони та її теплових характеристик.
5. Опис конструкції ЯПВУ та її окремих елементів (реактора, парогенератора, ГЦН).

Термін виконання: " ____ " _____ 20__ р.

Виконавець: студент _____ групи _____

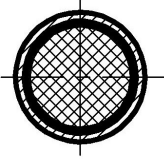
Керівник: _____ " ____ " _____ 20__ р

Додаток 2

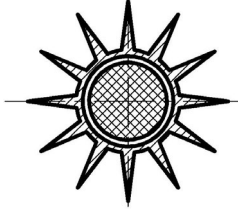
Порядковий номер за списком	Місце розміщення реактора	Тип реактора	Тип ЯПВУ	Потужність реактора W , МВт	Тиск теплоносія P , МПа	Температура теплоносія $t_T^{вх} / t_T^{вих}$, °C	Примітка
1	АЕС	ВВР	Поліблочна	3200	15	280/320	Л. 2, 5, 7, 9
2	"-	"-	"-	3000	16	290/320	"-
3	"-	"-	"-	2800	17	290/330	"-
4	"-	"-	"-	2500	16	280/320	"-
5	"-	"-	"-	1500	12	270/300	Л. 2, 5, 12
6	"-	"-	"-	1250	13	280/310	"-
7	"-	"-	"-	1000	14	280/320	"-
8	ПА-ЕС	ВВР	Блочна	300	14	270/300	Л. 6, рис. 25, 14
9	"-	"-	"-	275	15	280/320	Л. 6, рис. 25, 14
10	"-	"-	"-	250	16	270/320	Л. 6, рис. 25, 14
11	"-	"-	"-	225	17	280/330	Л. 11, рис. 1.39
12	"-	"-	"-	200	14	270/300	Л. 11, рис. 1.39
13	АСТ	ВВР	Моноблочна	500	1,5	150/190	Л. 5, рис. 4.24; Л. 9, рис. 3.10
14	"-	"-	"-	400	2,0	160/210	"-
15	"-	"-	"-	300	2,5	170/220	"-
16	"-	"-	"-	450	2,5	180/220	"-
17	Пл АЕС	ВВР	Моноблочна	60	8,0	270/290	Л. 4, рис. 30, 31 Л. 11, рис. 1.38
18	"-	"-	"-	100	14	290/310	Л. 11, рис. 1.45
19	"-	"-	"-	50	7,0	260/280	Л. 4, рис. 30, 31 Л. 11, рис. 1.38
20	"-	"-	"-	150	13	280/300	Л. 11, рис. 1.45

Типи тепловидільних елементів

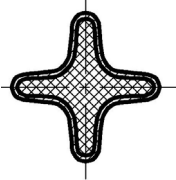
Стрижневий



Стрижневий
з оребренням



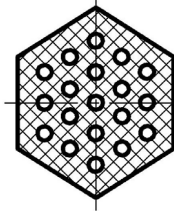
Хрестоподібний



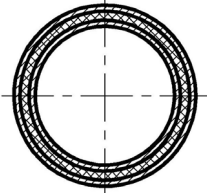
Пластинчастий



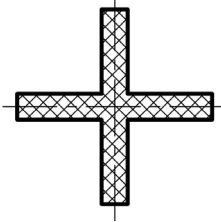
Стільниковий



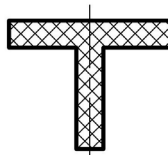
Кільцевий



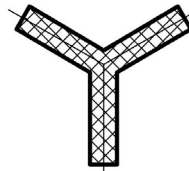
Хрестоподібний



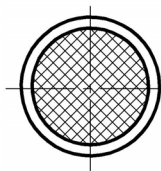
Т-подібний



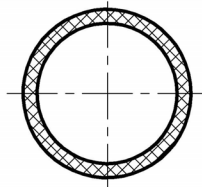
У-подібний



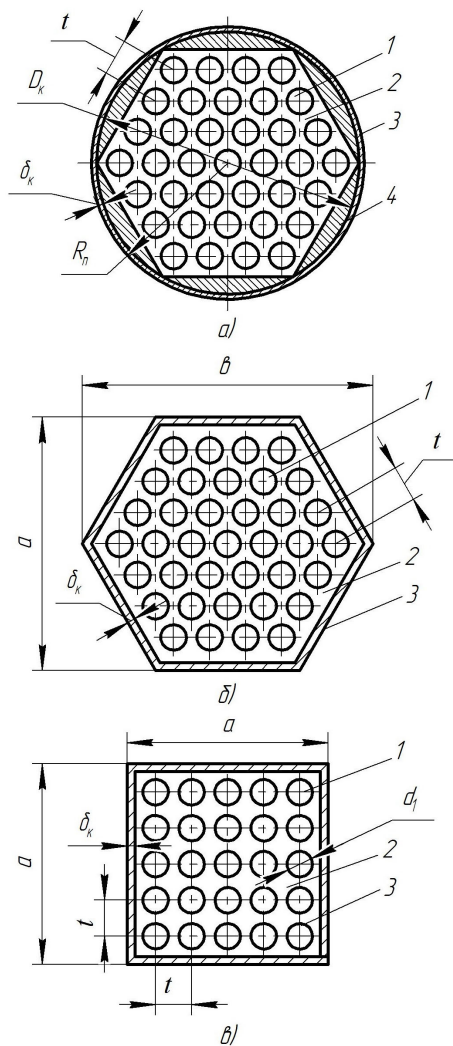
Стрижневий



Кільцевий

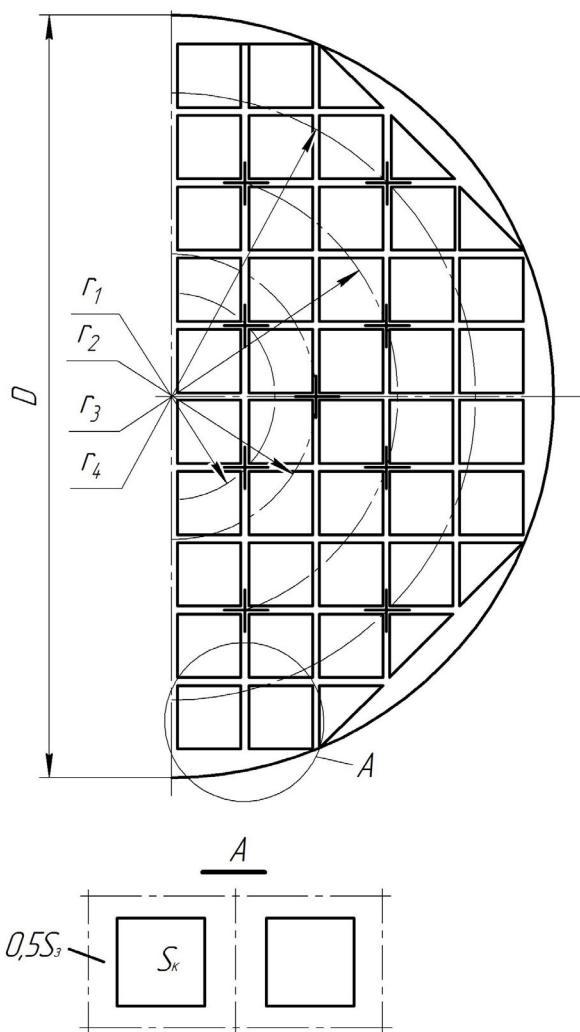


Додаток 4



Типи тепловидільних збірок:

a – трубчатa; δ – шестигранна; ϵ – квадратна;
 1 – ТВЕЛ; 2 – теплоносій (сповільнювач); 3 – оболонка ТВЗ;
 4 – витискувач



Приклад поперечного перерізу активної зони
з квадратними ТВЗ

ЗМІСТ

ВСТУП	3
ПРИЙНЯТІ СКОРОЧЕННЯ	5
1. ПРОГРАМА КУРСУ ТА МЕТОДИКА ВИКОНАННЯ ІНДИВІДУАЛЬНОГО ЗАВДАННЯ	6
1.1. Розділи програми	6
1.2. Методика виконання індивідуального завдання	9
2. КОНСТРУКЦІЇ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ У СКЛАДІ ЯДЕРНИХ ЕНЕРГЕТИЧНИХ УСТАНОВОК	12
2.1. Ядерна енергетична установка	12
2.2. Ядерні реактори	16
3. ХАРАКТЕРИСТИКА МАТЕРІАЛІВ, ЩО ЗАБЕЗПЕЧУЮТЬ ФУНКЦІОНУВАННЯ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА	37
3.1. Ядерне паливо	37
3.2. Сповільнювач нейтронів	39
3.3. Теплоносій	41
3.4. Конструкційні матеріали	44
3.5. Матеріали органів регулювання	44
4. КОМПОНУВАННЯ РЕАКТОРА І ВИЗНАЧЕННЯ ТЕП- ЛОВИХ ХАРАКТЕРИСТИК АКТИВНОЇ ЗОНИ	46
4.1. Розробка принципової схема ЯЕУ та компоновальної схеми ЯПВУ	46
4.2. Вибір та обґрунтування матеріалів активної зони, відби- вача та теплових екранів	46
4.3. Компонування активної зони і реактора	48

4.4. Визначення габаритних розмірів активної зони та її теплових характеристик	50
ПЕРЕЛІК КОНТРОЛЬНИХ ЗАПИТАНЬ	55
СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ	60
Додаток 1	62
Додаток 2	63
Додаток 3	64
Додаток 4	65
Додаток 5	66