

Міністерство освіти та науки України  
Одеський національний політехнічний університет

Кафедра атомних електростанцій

**Методичні вказівки для проведення практичних занять**  
за курсом  
**«Введення у спеціальність»**  
для студентів спец. «Атомна енергетика»

Одеса 2009

**Міністерство освіти та науки України  
Одеський національний політехнічний університет**

**Інститут енергетики та комп'ютерно-інтегрованих  
систем управління**

**Кафедра атомних електростанцій**

**Методичні вказівки для проведення практичних занять  
за курсом  
«Введення у спеціальність»  
для студентів очної та заочної форми навчання  
за напрямом 6.090502 - Атомна енергетика**

Затверджено на засіданні  
кафедри АЕС  
Протокол №1 від 28.08.2009р.

Одеса ОНПУ 2009

Методичні вказівки для проведення практичних занять за курсом «Введення у спеціальність» для студентів очної та заочної форми навчання за напрямом 6.090502 - Атомна енергетика /Дубковський В.О., Галацан М.П. - Одеса: ОНПУ, 2009. - 26 с.

Укладачі: Дубковський В.О., доктор технічних наук, професор  
Галацан М.П., асистент.

Рецензент: Кравченко В.П., професор, доктор технічних наук

## ЗМІСТ

Стор.

ЗАНЯТТЯ №1. ТИПИ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ ТА ЇХ ОСНОВНЕ ТЕХНОЛОГІЧНЕ ОБЛАДНАННЯ .....	4
1.1 ТИПИ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ .....	4
ЗАНЯТТЯ №2. ЗАГАЛЬНІ ВІДОМОСТІ ПРО ЯДЕРНИЙ РЕАКТОР .....	8
2.1. ПРИНЦИП РОБОТИ ТА ОСНОВНІ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА .....	8
2.2. СКЛАД ТА КОМПОНУВАННЯ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА .....	8
2.3. МАТЕРІАЛИ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ ТА ВИМОГИ ДО НИХ .....	9
2.4. КЛАСИФІКАЦІЯ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ .....	11
ЗАНЯТТЯ №3. РОЗРАХУНКИ ЯДЕРНИХ ПАРАМЕТРІВ. ....	15
ЗАНЯТТЯ №4. РАДІОАКТИВНІСТЬ .....	18
ЗАНЯТТЯ №5. РОЗРАХУНОК ЯДЕРНИХ КОНЦЕНТРАЦІЙ РІЗНИХ РЕЧОВИН .....	20
Список літератури .....	25

# **ЗАНЯТТЯ №1. ТИПИ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ ТА ЇХ ОСНОВНЕ ТЕХНОЛОГІЧНЕ ОБЛАДНАННЯ**

## **1.1 ТИПИ АТОМНИХ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЙ**

В даний час атомні станції працюють як конденсаційні. Атомні станції, призначені для відпустки не тільки електроенергії, але й тепла, називаються атомними теплоелектроцентралями (АТЕЦ).

У системі будь-якої теплової електростанції розрізняють теплоносії і робоче тіло. Для атомних станцій робочим тілом (середовищем, що робить роботу, що перетворює теплову енергію в механічну), так само як і для сучасних потужних теплових станцій на органічному паливі, є водяна пара.

Вимоги до чистоти робочого тіла настільки високі, що можуть бути задоволені з економічно прийнятними показниками тільки при конденсації всієї пари та повернення конденсату в цикл. Тому контур робочого тіла для конденсаційних теплових електростанцій завжди замкнутий і додаткова вода надходить у нього лише в невеликих кількостях для заповнення витоків і деяких інших втрат конденсату.

Те ж саме відноситься і до теплоелектроцентралей, за винятком тих, на яких установлені турбіни з протитиском. У цьому випадку пар після турбіни може надходити для виробничих потреб, де іноді використовується незворотно. Контур робочого тіла виявляється розімкнутим, і витрата його повністю компенсується за рахунок роботи водоочисних установок. Однак такі умови для АЕС не характерні.

Призначення теплоносія - відводити тепло від активної зони реактору. Для запобігання будь-яких відкладень на тепловиділяючих елементах необхідна досить висока чистота теплоносія, тому для нього також необхідний замкнутий контур. Однак існує більш серйозний чинник, через яку контур теплоносія завжди роблять замкнутим: в результаті проходження через реактор теплоносії активується і його витікання могло б створити серйозну радіаційну небезпеку. Тому основна класифікація атомних станцій залежить від числа контурів. Виділяють АЕС одноконтурні, двоконтурні, неповністю двоконтурні і трьохконтурні. Якщо контури теплоносія і робочого тіла збігаються, то таку АЕС називають одноконтурною (рис.1, а). У реакторі відбувається пароутворення, пар надходить в турбіну, де, розширюючися, проводить роботу, яка перетворюється в електроенергію в електрогенераторі в електроенергію. Після конденсації всієї пари в конденсаторі конденсат насосом подається знову в реактор. Таким чином, контур робочого тіла є одночасно контуром теплоносія, а іноді і уповільнювачем нейтронів, і виявляється замкнутим. Реактор може працювати як з природньою, так і з примусовою циркуляцією теплоносія, в останньому випадку встановлюється циркуляційний насос.

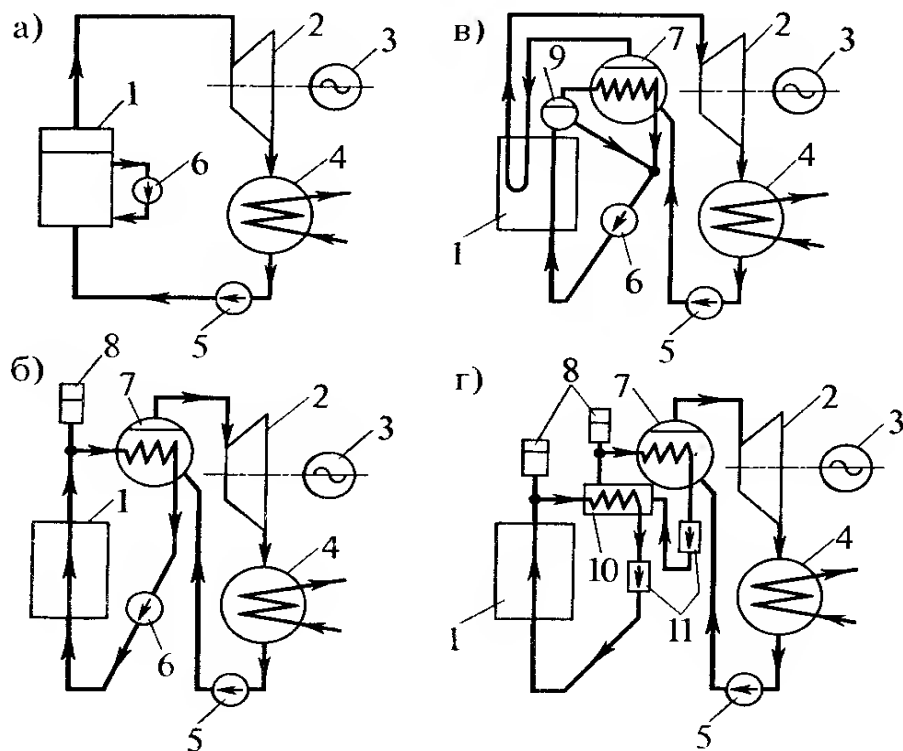


Рис. 1. Класифікація атомних електростанцій в залежності від числа контурів:

а - одноконтурні; б - двоконтурні; в - неповністю двоконтурні; г - трьохконтурні:

- |                            |                          |                              |
|----------------------------|--------------------------|------------------------------|
| 1 – реактор;               | 5 – живильний насос;     | 10 – проміжний теплообмінник |
| 2 – парова турбіна;        | 6 – циркуляційний насос; | 11 – рідиннометалічний насос |
| 3 – електричний генератор; | 7 – парогенератор;       |                              |
| 4 – конденсатор;           | 8 – компенсатор об'єму;  |                              |
|                            | 9 – барабан сепаратор;   |                              |

Як випливає з малюнка, в одноконтурних схемах все обладнання працює в радіаційно-активних умовах, що ускладнює його експлуатацію. Однак великою перевагою таких схем є їх простота і велика економічність у порівнянні з двоконтурними, так як параметри пари перед турбіною і в реакторі відрізняються лише на величину втрат у паропроводі.

Якщо контури теплоносія і робочого тіла розділені, то таку АЕС називають двоконтурною (мал. 1, б). Відповідно контур теплоносія називають першим, а контур робочого тіла - другим. У таких схемах реактор охолоджується теплоносієм, прокачується через нього і парогенератор циркуляційним насосом. Утворений таким чином контур теплоносія є радіоактивним, але він включає в себе не все обладнання станції, а лише його частину. Якщо пароутворення теплоносія в реакторі відсутнє, то в систему першого контуру вводиться компенсатор об'єму, так як обсяг теплоносія залежить від його температури, яка може змінюватись в процесі роботи. Пара з парогенератора надходить у турбіну, потім в конденсатор, а конденсат з нього насосом подається в парогенератор. Утворений таким чином другий контур включає обладнання, що працює в умовах відсутності радіаційної активності; це спрощує експлуатацію станції. На двоконтурній станції обов'язкова парогенеруюча установка - елемент, що розділяє обидва контури, тому вона в рівній мірі належить як першому, так і другому контуру. Передача тепла крізь поверхню нагріву вимагає перепаду температур між теплоносієм і киплячою водою в парогенераторі. Для водного теплоносія це вимагає підтримки в першому контурі більш

високого тиску, ніж тиск пари, що подається на турбіну. Прагнення уникнути в першому контурі закипання теплоносія в каналах реактора призводить до необхідності мати тут тиск, який істотно перевищує тиск у другому контурі. Відповідно теплова економічність такої станції завжди менше, ніж одноконтурової з тим же тиском в реакторі. Спочатку передбачалося, що двоконтурна АЕС буде суттєво відрізнятися від одноконтурової по капіталовкладенням. Однак з'ясувалася необхідність виконання всіх регенеративних підігрівачів з аустенитного нержавіючих сталей для зменшення концентрацій продуктів корозії в живильній воді призвела до того, що за такого важливого показника, як вартість встановленого кіловата потужності, одноконтурні станції практично не мають переваг перед двоконтурним. В якості теплоносія у схеми АЕС, показаної на рис. 1, б, можуть бути використані також і будь-які органічні рідини або гази. Газовий теплоносій прокачується через реактор і парогенератор газодувкою, яка відіграє ту ж роль, що і циркуляційний насос. На відміну від водного для органічних і газових теплоносіїв тиск в першому контурі може бути нижчим, ніж у другому.

Атомна станції може працювати як неповністю двоконтурна, або частково двоконтурна (рис. 1, в). У цьому випадку є як самостійний перший контур теплоносія, так і сумісний контур теплоносія з власне другим контуром. Пара, що утворився в реакторі, осушується в барабані-сепараторі, надходить в парогенератор, конденсується в ньому і змішується з реакторною водою. Циркуляційний насос повертає теплоносій в реактор. Утворена в парогенераторі насичена пара надходить для перегріву в реактор і тому є не лише робочим тілом, але і теплоносієм. Далі пара проходить по всьому другому контуру, який тим самим виявляється сумісним з першим, але тільки в його парової, найменш радіоактивної, частини. Тому обладнання другого контуру працює в умовах слабкої радіаційної активності, що спрощує його експлуатацію в порівнянні з одноконтурною станцією. Неповністю двоконтурна схема виникла у зв'язку з відмовою від перегріву пари в окремому поверхневому пароперегрівачі, так як при цьому тиск і температура перегріву в першому контурі вийшли б неприпустимо високими для матеріалів оболонок тепловиділяючих елементів, а теплообмінник (пароперегрівач) - дуже дорогим. У процесі експлуатації можливе виникнення нещільності на окремих ділянках парогенератора, найчастіше в місцях вальцовок парогенераторних трубок або корозійних ушкоджень. Якщо тиск в першому контурі вище, ніж у другому, то виникає перетік теплоносія, який викликає радіоактивність другого контуру і порушує нормальну експлуатацію. Таке положення може виникнути при використанні в якості теплоносія води під тиском. При застосуванні газового або органічного теплоносія виникнення нещільності може викликати перетік води (або пари) з другого контуру в перший. Це погіршує чистоту теплоносія і викликає корозію обладнання.

Існують теплоносії, які бурхливо хімічно взаємодіють з водою або водяною парою. Це може створити небезпеку викиду радіаційно-активних речовин з першого контуру в обслуговуванні приміщення. Таким теплоносієм є, наприклад, рідкий натрій, який бурхливо реагує з водою і водяною парою. Тому створюють додатковий (проміжний) контур, з тим щоб навіть в аварійних ситуаціях можна було уникнути контакту радіоактивного натрію з водою або водяною парою. Такі АЕС називають триконтурними (рис. 1, г). Радіоактивний рідиннометалевий теплоносій насосом прокачується через реактор і проміжний теплообмінник, в якому віддає тепло нерадіоактивному жидкометалевому теплоносію. Останній прокачується через парогенератор по системі, образуючий проміжний контур. При виникненні нещільності між проміжним і другим контуром контакт води або пари буде мати місце тільки з нерадіоактивним натрієм. Система другого контуру для триконтурної схеми аналогічна двоконтурній схемі. По капітальним витратам триконтурні атомні електростанції найбільш дорогі.

Крім основної класифікації атомних електростанцій за кількістю контурів можна виділити окремі види АЕС в залежності від:

- 1) типу реактора - на теплових або швидких нейтронах;
- 2) параметрів і типу парових турбін, наприклад АЕС з турбінами на насиченому або

перегрітому парі (одного або двох тисків) та ін;

3) способу перегріву пари - з ядерним перегрівом, «вогневих» перегрівом та ін;

4) параметрів і типу теплоносія - з газовим теплоносієм, теплоносієм «вода під тиском», жидкометалевим і органічним;

5) конструктивних особливостей реактора, наприклад з реакторами каналного або корпусного типу, киплячим з природною або примусовою циркуляцією та ін;

6) типу уповільнювача нейтронів, наприклад, уран-графітових реактором, тяжеловодним уповільнювачем та ін.

Найбільш повна характеристика АЕС об'єднує всі ці класифікації. Наприклад, перша черга Белоярської АЕС є неповністю двоконтурною атомною станцією на теплових нейтронах з турбінами високого тиску і перегрівом пари в реакторі каналного типу з графітових уповільнювачем; Запорізька АЕС - двоконтурна атомна станція з реактором корпусного типу на теплових нейтронах з теплоносієм «вода під тиском» та турбінами на насиченій парі. З точки зору аналізу теплового розрахунку і умов роботи основного теплового обладнання атомної електростанції найбільше значення має класифікація за кількістю контурів і енергетичних параметрів, тим більше, що при цьому непрямым чином дається характеристика і за іншими ознаками. Так, якщо на двоконтурній АЕС застосовані турбіни на перегрітій парі двох тисків, то це побічно свідчить про те, що атомна станція працює з газовим теплоносієм.

## ЗАНЯТТЯ №2. ЗАГАЛЬНІ ВІДОМОСТІ ПРО ЯДЕРНИЙ РЕАКТОР

### 2.1. ПРИНЦИП РОБОТИ ТА ОСНОВНІ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА

Ядерний реактор являє собою пристрій, призначений для організації та підтримки керованої ланцюгової реакції поділу деяких важких ядер, в результаті якої вивільняється ядерна енергія, преобразуемая в ньому в теплову з подальшим використанням її зовнішнім споживачем. На рис. 2.1 наведена принципова схема АЕС. У ядерному реакторі внутрішньоядерна енергія перетворюється в теплову, яка відводиться теплоносієм по трубопроводах першого контуру в парогенератор, де через поверхню нагріву тепло передається робочому тілу. Охолоджений теплоносій за допомогою головного циркуляційного насоса (ГЦН) знову направляється в реактор, і контур замикається. Робочим тілом служить звичайна вода, що генерується в пару. Пара по трубопроводу робочого контуру направляється в турбогенератор, в якому послідовно теплова енергія перетворюється в механічну і механічна в електрогенераторі – в електричну.

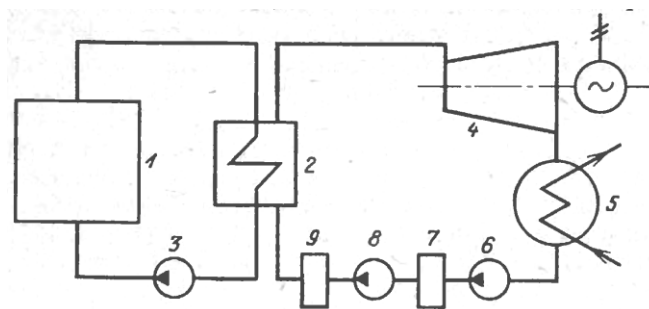


Рис. 2.1. Принципова схема АЕС

1-реактор; 2-парогенератор 3-головний циркуляційний насос (ГЦН); 4 - турбогенератор; 5-конденсатор; 6-конденсатний насос; 7-система регенерації низького тиску; 8-живильний насос; 9-система регенерації високого тиску

Відпрацьована пара конденсується в конденсаторі і прокачується конденсатними насосами крізь регенеративну систему низького тиску. Далі за допомогою живильних насосів вода, пройшовши через регенеративну систему високого тиску знову надходить в парогенератор. Така принципова схема двоконтурних АЕС, найбільш поширених в даний час. В залежності від типу ЯР можливі й одноконтурні, і двоконтурні, і трихонтурні ЯЕУ.

### 2.2. СКЛАД ТА КОМПОНУВАННЯ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Основний елемент ядерного реактора (рис. 2.2.) Активна зона, де розміщується ядерне паливо, оформлена у вигляді тепловиділяючих елементів (твелів), що представляють собою паливний сердечник, очехлований герметичною оболонкою. Твели компонуються в тепловиділяючі збірки (ТВЗ). Вони розташовуються найчастіше в вертикальних каналах і в плані утворюють правильні ґрати. До складу активної зони входять, крім того, конструкційні матеріали оболонки твелів, дистанційуючі пристрої, корпуси (каркас і інші елементи) ТВЗ. Тепло, що виділяється в активній зоні, відводиться теплоносієм, який безпосередньо омиває твели. У реакторах на теплових нейтронах до складу активної зони входить також уповільнювачі, призначений для уповільнення нейтронів ділення і формування необхідного енергетичного спектра.

Для зменшення витоку нейтронів активна зона з усіх боків оточена відбивачами нейтронів. Відбивач звичайно складається з того ж матеріалу, що й уповільнювач. В реакторах на швидких нейтронах, в яких уповільнювач відсутній, замість відбивача встановлюється зона відтворення, що складається з природного або з збіднених ізотопів урану. У цьому випадку нейтрони, які залишають активну зону, напрацьовують в зоні відтворення нове ядерне паливо. Активна зона і відбивач розміщені в герметичному корпусі. В залежності від поєднання основних компонентів (палива, теплоносія і уповільнювача) корпус може нести чи не нести тиск теплоносія. У першому випадку допускається безпосередній контакт теплоносія і уповільнювача, і корпус забезпечується вхідними та вихідними патрубками для теплоносія і несе його тиск. Коли ж безпосередній контакт між теплоносієм і уповільнювачем неприпустимий, ТВЗ розміщують у паралельних герметичних каналах, які несуть тиск теплоносія. Для цього організується підвод теплоносія до кожного з паралельних каналів і відведення від нього. У цьому випадку уповільнювачі розміщені в міжканальному просторі, який заповнюється також інертним газом під невеликим надлишковим тиском для запобігання подсосу атмосферного повітря. Таким чином, корпус у цих реакторах несе тільки невеликий надлишковий тиск інертного газу і являє собою порівняно легкий металевий герметичний кожух.

Для ослаблення потоків швидких і теплових нейтронів, а також гамма-випромінювання реактор забезпечується біологічною захистом. Він розміщується в основному за корпусом реактора та частково всередині нього.

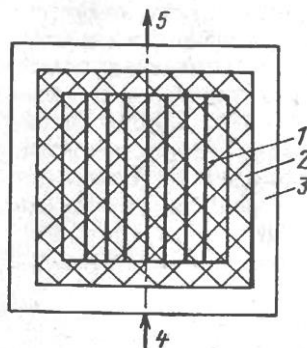


Рис. 2.2. Принципова схема ядерного реактора

- 1-активна зона;
- 2-відбивач;
- 3-корпус,
- 4 та 5-підведення і відведення теплоносія

### 2.3. МАТЕРІАЛИ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ ТА ВИМОГИ ДО НИХ

Основні матеріали, що використовуються в ядерних реакторах, включають в себе ядерне паливо, які відтворюють матеріал, теплоносітель, уповільнювачі, конструкційні матеріали, поглиначі нейтронів для органи регулювання.

Як уже зазначалося, ядерним паливом, що є в природі, є уран. Він використовується в різних модифікаціях: природній - з вмістом ділючогося ізотопу  $^{235}\text{U}$  близько 0,71%, збагачений ділущимися ізотопами (збагачення від кількох до десятків відсотків), металевий уран, уран в різних сполуках (зазвичай керамічне паливо).

Основні вимоги, пропоновані до ядерного палива, полягають у наступному: сумісність з реакторними матеріалами (насамперед з матеріалом оболонки і теплоносієм у випадку розгерметизації оболонки), можливість досягнення великої глибини вигорання без помітних змін фізичних властивостей.

У перших дослідних реакторах використовувався металевий уран як з природною

сумішшю, так і збагачений ділючимися ізотопами. Його недолік - обмеженість по температурі та глибині вигорання. При опроміненні нейтронами металевий уран схильний до розпухання й радіаційному росту, а при вигорання ядер урану - до газової розпухання. Все це істотно обмежує його глибину вигорання. Збільшення розмірів уранового металевго сердечника може призвести до розгерметизації оболонки і контактом його з теплоносієм. Останнє неминуче призведе до виходу радіоактивних продуктів поділу в контур циркуляції теплоносія. Крім того, металевий уран досить схильний до окислення при контакті з водою і повітрям. Для покращення властивостей металевго урану як ядерного палива застосовується його легування (молібденом, ніобієм, цирконієм та ін.) Так, сплав з 10% Мо не розпухає до температури 600 °С при глибині вигорання до 2%. Перевага металевго урану - висока теплопровідність.

Найбільше поширення в якості ядерного палива отримав діоксид урану  $UO_2$ . Він сумісний з багатьма конструкційними матеріалами і теплоносіями до високих температур. Внаслідок більш пористої структури в порівнянні з металевим ураном діоксид урану припускає більш високий ступінь вигорання без помітного розпухання. Основний його недолік як ядерного палива - низька теплопровідність, що призводить до великих градієнтів температур у паливному сердечнику.

У перспективі можливе використання карбідів урану. Вони відрізняються більш високою щільністю у порівнянні з  $UO_2$  і істотно більш високою теплопровідністю. Їх недолік - достатньо висока хімічна активність з багатьма реакторними матеріалами. Карбіди урану вже знайшли застосування в дослідницьких ЯЕУ з ВТГР, в яких використовується так зване матричне паливо. Матрицею служить графіт з диспергованими в ньому дрібними (десятки або сотні мікронів) частинками з карбіду урану. У майбутньому можливе використання інших сполук урану, наприклад нітридів, сіліцидів. Вони, так само як і карбіди, мають підвищену щільність і теплопровідність, та більш сумісні з реакторними матеріалами.

При використанні урановго палива йде накопичення вторинного палива, джерелом для якого є  $^{238}U$ .

Крім уран-плутонієвого циклу, що реалізується в даний час в ЯР, в перспективі можливий уран-торієвий цикл.

В якості теплоносія в ядерних реакторах застосовуються вода (звичайна і важка), гази, розплавлені метали. Основні вимоги, пропоновані до теплоносія: забезпечення достатньо ефективного тепловідводу при помірній витраті потужності на перекачуванні, сумісність теплоносія з конструкційними матеріалами та ядерним паливом, слабе поглинання нейтронів, а в реакторах на швидких нейтронах - низька уповільнююча здатність, термічна та радіаційна стійкість, мала активація, доступність і помірна вартість. Щоб задовольнити перерахованим вимогам, вибір того чи іншого теплоносія ведуть з урахуванням властивостей конструкційних матеріалів, а також типу ЯР. Так, в реакторах на теплових нейтронах широко використовуються звичайна вода і гази, а в реакторах на швидких нейтронах - розплавлений натрій.

В реакторах на теплових нейтронах в активній зоні розміщені уповільнювачі. Нейтрони поділу, що утворюються в процесі розщеплення ядер ділючихся нуклідів, мають високу енергією (в середньому близько 2 Мев). Імовірність їх взаємодії з реакторними матеріалами (у тому числі і з ядерним паливом) на багато порядків менше, ніж теплових нейтронів, енергія яких становить соті частки електрон-вольта. Тому в реакторах на теплових нейтронах завдяки наявності уповільнювача завантаженого ядерного палива, що забезпечує критичну масу, набагато менше, ніж в реакторах на швидких нейтронах.

Основні вимоги, пропоновані до уповільнювачів - висока уповільнююча здатність і слабе поглинання нейтронів. Першу вимогу задовольняють в тій чи іншій мірі всі матеріали з малим масовим числом, а другу - вода (звичайна і важка), графіт, берилій, оксид берилію. Кращу уповільнюючу здатність має звичайна вода, однак вона помітно поглинає нейтрони. Внаслідок цього її коефіцієнт уповільнення, що дорівнює відношенню

уповільнюючої здатності до перетину поглинання нейтронів, порівняно невеликий. Найвищий коефіцієнт уповільнення має важка вода. Дещо поступається важкій воді графіт. З нейтронно-фізичної точки зору добрим уповільнювачем є берилій.

#### **Вимоги, пропоновані до конструкційних матеріалів активної зони.**

Матеріали, призначені для оболонок твелів, дистанціонуючих пристроїв, корпусів ТВЗ і технологічних каналів (метали та їх сплави), повинні мати низькі перетини поглинання нейтронів, необхідну механічну міцність, високу теплопровідність, мати високої радіаційну і корозійну стійкість, бути сумісними з ядерним паливом і теплоносієм.

Порівняно слабо поглинають нейтрони і задовольняють перерахованим вище вимогам алюміній, магній, цирконій та їх сплави. Однак їх застосування обмежено температурним рівнем. З підвищенням температури їх механічна міцність погіршується і підвищується корозійна активність. Для алюмінієвих сплавів межа по температурі особливо низький і становить 200-250 ° С. Сплави магнію зберігають задовільні властивості в контакті з газовим теплоносієм до температури, трохи перевищує 400 ° С. У контакті з водним теплоносієм сплав магнію нестійкий і тому не використовується. У водоохолоджуваних реакторах переважно застосовуються цирконієві сплави, що зберігають свої характеристики до 400 ° С. У реакторах з більш високою робочою температурою теплоносія використовуються аустенитні нержавіючі сталі. У високотемпературних реакторах з гелієм основним конструкційним матеріалом є графіт.

Для стрижней регулювання застосовуються матеріали, сильно поглинаючі нейтрони. До них відносяться ізотопи бору, гафнію, кадмію і деякі рідкоземельні елементи. Гафній і кадмій поглинають нейтрони з утворенням гама-квантів, енергія яких лише частково розсіюється в самому стрижні, що визначає менше тепловиділення порівняно з поглиначі на основі бору. Корпуси реакторів та інші внутрікорпусні пристрої, розташовані поза активною зоною, виготовляються зі спеціальних нержавіючих сталей перлітною і аустенитного класів. Поряд з металевими корпусами застосовуються прочноплотні корпуси з попередньо напруженого залізобетону (ПНЗБ).

Основним матеріалом для біологічного захисту поза корпусу реактора служить важкий бетон. Нейтронний захист всередині корпусу реактора з інтегральної компоновкою обладнання першого контуру складається в основному з сталевих борірованих листів, болванок і труб, заповнених графітом.

## **2.4. КЛАСИФІКАЦІЯ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ**

У залежності від характерних ознак реактори можна класифікувати за призначенням, енергетичного спектру нейтронів, виду уповільнювача, по теплоносія, конструкційних оформлення та ін.

1. За призначенням реактори поділяються на енергетичні, дослідницькі, транспортні, промислові, багатоцільові. В залежності від призначення на перший план висувуються ті або інші вимоги, що визначають конструкційні оформлення реактора, його характеристики та режим роботи. Так, обов'язковою умовою для транспортних реакторів повинні бути компактність і маневреність. Дослідницькі реактори, призначені для матеріалознавчих досліджень, повинні бути високопоточними, для дослідження нейтронно-фізичних характеристик важливо виділити пучки нейтронів з певною енергією. Промислові реактори призначені для напрацювання плутонію. Вимоги до енергетичним реакторам визначаються насамперед економічністю термодинамічного циклу і в зв'язку з цим прагненням до підвищення його параметрів.

2. З енергетичного спектру нейтронів розрізняють реактори на теплових, швидких і проміжних нейтронах. Найбільш освоєні в даний час реактори на теплових нейтронах. Зі збільшенням енергії нейтронів потрібно більше збагачене паливо, внаслідок чого критичні розміри активної зони зменшуються і збільшується її питома енергонапруженість. Ці якості пріаманні реакторам на швидких нейтронах, які в даний час знаходяться в стадії

промислового освоєння. Перспектива розвитку цих реакторів визначається можливістю розширеного відтворення штучного ядерного палива завдяки високому коефіцієнту відтворення - КВ, який може досягати в них значень, помітно перевищують одиницю. Реактори на проміжних нейтронах використовуються тільки в спеціальних дослідних установках. Домінуюче місце в даний час, як уже згадувалося, займають реактори на теплових нейтронах, в тому числі і серед енергетичних реакторів.

3. По виду уповільнювачів реактори на теплових нейтронах розрізняються на легководні, важководні, графітові. Найбільш компактні реактори зі звичайною водою в якості уповільнювача. Графітові реактори в розрахунку на одиницю потужності мають найбільші розміри. Декілька менші розміри мають важководні реактори - це обумовлено уповільнюючими властивостями важкої води. Найкращою уповільнюючою здатність має звичайна вода, найгіршою - графіт. Приблизно в зворотному порядку можна розставити зазначені уповільнювачі щодо коефіцієнта уповільнення, виключаючи важку воду, володіє найвищим коефіцієнтом уповільнення. Саме в важкодних реакторах можна отримати критичну масу на природному урані з великим запасом реактивності. З помітно більшими обмеженнями можна сконструювати реактор на природному урані з графітових сповільнювачем. При використанні легководного уповільнювача потрібна тільки збагачений уран, так як вода не тільки добре сповільнює нейтрони, але й помітно поглинає їх. В якості уповільнювача можна використовувати берилій. Але з-за його високої вартості і токсичності він застосовується тільки в спеціальних реакторах і частіше в якості відбивача.

4. За видом теплоносія реактори розділяють на водоохолоджувальні, газоохолоджувальні, рідиннометалеві. Найбільш поширений теплоносій - звичайна вода. Важка вода з-за її високої вартості в якості теплоносія використовується рідко і лише в реакторах, в яких вона може бути і уповільнювачем. Помітне поширення отримав газовий теплоносій. Це єдино можливий теплоносій у високотемпературних реакторах. Розплавлені метали отримали застосування в реакторах на швидких нейтронах.

5. За структурою активної зони розрізняють реактори гетерогенні та гомогенні. У гетерогенних реакторах паливо, уповільнювач і теплоносій просторово розділені. ТВЗ розташовані в них зазвичай у вигляді правильної ґратки. В гомогенних реакторах використовується однорідна суміш палива, уповільнювача та теплоносія у вигляді розчину, тонкої суспензії або розплавів. Тому розмножуючі властивості таких розчинів однакові у всьому об'ємі активної зони. У гетерогенних реакторах внаслідок неоднорідності розподілу матеріалів мають місце локальні нерівномірності поля нейтронів. Практично всі працюючі в даний час реактори відносяться до гетерогенних.

6. За конструкційному виконання реактори підрозділяються на корпусні та каналні. В корпусних реакторах тиск теплоносія несе корпус, в каналних - кожен окремий канал. Це визначається можливістю безпосереднього контакту теплоносія і уповільнювача. Там, де це неможливо, теплоносій протікає у спеціальних каналах, у яких розміщуються ТВЗ. Стінки каналів розраховуються на повний тиск теплоносія і запобігають його контакту з уповільнювачем.

Реактори з водним теплоносієм розрізняються на киплячі і з водою під тиском. Це, перш за все, відноситься до реакторів, охолоджуваних звичайною водою, як корпусних, так і каналних. Більшість корпусних реакторів - це реактори з водою під тиском, каналні реактори - переважно киплячі.

По ядерному паливу класифікація реакторів досить різна: по збагаченню (на природному та збагаченому урані), по агрегатному стану палива (на металевому, природному урані, леггованому урані, керамічному паливі, розплавах), по відтворюваному (штучному) ядерному матеріалу (з уран-плутонієвим або торієвим циклом). Найбільше поширення поки отримали реактори з твердим керамічним паливом і уран-плутонієвим циклом.

Таблица 1. Развитие реакторов типа ВВЕР

Основные характеристики	ВВЭР-210	ВВЭР-365	ВВЭР-440	ВВЭР-500	ВВЭР-1000
Электрическая мощность, МВт . . . . .	210	365	440	500	1000
Давление в корпусе реактора, МПа . . . . .	10,0	10,5	12,5	16,0	16,0
Температура воды на входе в реактор, °С . . . . .	252	252	268	289	289
Температура воды на выходе из реактора, °С . . . . .	273	280	301	322	322
Подогрев воды в реакторе, °С . . . . .	21	28	33	33	33
К. п. д. брутто, % . . . . .	27,6	27,6	32,0	33,0	33,0
К. п. д. нетто, % . . . . .	25,5	25,7	29,7	31,5	31,5
Давление перед турбиной, МПа . . . . .	2,9	2,9	4,4	6,0	6,0
Расход воды через реактор, м³/ч . . . . .	36 500	49 500	39 000	38 000	76 000
Число петель главного реакторного контура, шт. . . . .	6	8	6	2	4
Производительность главного циркуляционного насоса, м³/ч . . . . .	6,1·10³	6,2·10³	6,5·10³	19·10³	19·10³
Диаметр корпуса, м . . . . .	3,8	3,84	3,84	4,50	4,50
Высота корпуса, м . . . . .	11,14	11,80	11,80	8,10	10,85
Скорости воды, м/с:					
в главных трубопроводах . . . . .	7,7	10,0	9,6	9,8	9,3
во входных патрубках . . . . .	9,3	10,0	9,6	9,8	9,3
в опускной системе . . . . .	4,7	8,9	8,0	4,0	6,3
в активной зоне . . . . .	2,8	4,0	3,5	3,1	5,3
Средние тепловые нагрузки, кДж/(м²·ч) . . . . .	770·10³	1500·10³	1580·10³	1700·10³	2270·10³
Высота активной зоны, м . . . . .	2,5	2,5	2,5	2,5	3,5
Условный (эквивалентный) диаметр активной зоны, м . . . . .	2,88	2,88	2,88	3,2	3,2
Диаметр стержневого ТВЭЛа, мм . . . . .	10,2	9,1	9,1	9,1	9,1
Число стержней в каскаде, шт. . . . .	90	126	126	331	331
Число кассет в активной зоне, шт. . . . .	343	349	349		151
Число механизмов регулирования, шт. . . . .	37	73	37		109
Наличие борного регулирования . . . . .	Нет	Осуществляется, но проектом не было предусмотрено	Есть	Есть	Есть
Материал оболочек ТВЭЛов . . . . .	Циркониевый сплав с 1% Nb	Циркониевый сплав с 1% Nb	Циркониевый сплав с 1% Nb	Циркониевый сплав с 1% Nb	Циркониевый сплав с 1% Nb

продовження табл. 1

Основные характеристики	ВВЭР-210	ВВЭР-365	ВВЭР-440	ВВЭР-500	ВВЭР-1000
Средняя глубина вы- горания, МВт·сут/кг	13	27	28,6	26—40	26—40
Средняя удельная на- пряженность активной зоны, кВт/л . . . .	46	80	83	111	111
Среднее обогащение топлива, % . . . .	2,0	3,0	3,5	3,3—4,4	3,3—4,4

### ЗАНЯТТЯ №3. РОЗРАХУНКИ ЯДЕРНИХ ПАРАМЕТРІВ.

Таблиця 2. Ядерні константи та одиниці їх виміру.

№	Константа	Одиниці виміру	Величина
1	Електрон-вольт, э-В	Джоуль	$1,6 \cdot 10^{-19}$
2	Атомна одиниця маси, а.е.м.	грам	$1,66 \cdot 10^{-24}$
3	Стала Планка, h	Дж·с	$6,62 \cdot 10^{-34}$
4	Число Авогадро, N <sub>A</sub>	яд/кг·моль	$6,023 \cdot 10^{23}$
5	Гравітаційна стала, f	н·м <sup>2</sup> /кг <sup>2</sup> (м <sup>3</sup> /кг·с <sup>2</sup> )	$6,67 \cdot 10^{-11}$
6	Швидкість світла, c	м/с	$2,998 \cdot 10^8$
7	Маса та заряд електрону, m <sub>e</sub> , q <sub>e</sub>	г К	$9,1095 \cdot 10^{-28}$ $-1,602 \cdot 10^{-19}$
8	Маса та заряд протону, m <sub>p</sub> , q <sub>p</sub>	г К	$1,6726 \cdot 10^{-24}$ $1,602 \cdot 10^{-19}$
9	Маса нейтрону, m <sub>n</sub>	г	$1,6749 \cdot 10^{-24}$
10	Радіус атомного ядра, R <sub>я</sub>	м	$1,21 \cdot 10^{-15} \cdot A^{1/3}$
11	Енергія 1 а.е.м.,	э-В	$931,5 \cdot 10^6$
12	Електрична стала, ε <sub>0</sub>	Кл <sup>2</sup> /н·м <sup>2</sup>	$8,85 \cdot 10^{-12}$
13	Константа Больцмана, k	Дж/Кл	$1,38 \cdot 10^{-23}$

Формули для вирішення завдань

1. Радіус атомного ядра:

$$R_{я} = 1,21 \cdot 10^{-15} \cdot A^{1/3} \text{ (м)}$$

2. Радіус ядерної взаємодії:

$$R_{я.вз} = 1,4 \cdot 10^{-15} \cdot A^{1/3} \text{ (м)}$$

3. Середня кінетична енергія частки з масою m та швидкістю v :

$$E_{кин} = \frac{mv^2}{2} = \frac{3}{2}kT = \frac{1}{2} \frac{h^2}{m\lambda^2}, \text{ Дж}$$

де  $\lambda = \frac{h}{mv}$  (м) – довжина хвилі де Бройля.

4. Дефект маси ядра, що складається з A нуклонів ( Z протонів та (A-Z) нейтронів) :

$$\Delta M = Z \cdot m_p + (A - Z) \cdot m_n - M_{яд}.$$

5. Енергія зв'язку у ядрі:

$$E_{зв} = 931 \cdot \Delta M, \text{ МэВ.}$$

6. Сила взаємодії двох зарядів, яка визначається законом Кулона:

7.

$$F_K = \frac{1}{4\pi \cdot \epsilon_0} \cdot \frac{Z_1 q_e Z_2 q_e}{r^2}, \text{ (н)}$$

де Zi – кількість одиничних взаємодіючих зарядів.

### Задача №1.

Оцінити щільність ядерної речовини та концентрацію нуклонів у ядрі.

Рішення.

1. Щільність ядерної речовини:

$$\gamma_{\text{я}} = \frac{m_{\text{я}}}{V_{\text{я}}} = \frac{m_n \cdot A}{4/3 \pi R_{\text{я}}^3} = \frac{m_n \cdot A}{4/3 \pi \cdot (1,21 \cdot 10^{-15})^3 \cdot A} \approx 0,23 \cdot 10^{21} \text{ з/м}^3$$

2. Концентрація нуклонів:

$$N_{\text{я}} = \frac{A}{V_{\text{я}}} = \frac{1}{4/3 \pi (1,21 \cdot 10^{-15})^3} = 1,37 \cdot 10^{44} \text{ нукл/м}^3$$

### Задача №2.

Визначити, чому дорівнює енергія взаємодії:

- а) двох протонів, що знаходяться на відстані  $r = 10^{-8}$  м;
- б) двох нейтронів, що знаходяться на відстані  $r = 10^{-8}$  м.

Рішення.

а) протони відштовхуються відповідно закону Кулона:

$$F_K = \frac{1}{4\pi\epsilon_0} \cdot \frac{Z_1 q_e Z_2 q_e}{r^2} = \frac{2,3 \cdot 10^{-28}}{10^{-16}} = 2,3 \cdot 10^{-12} \text{ (н)}$$

$$\frac{1}{4\pi\epsilon_0} \cdot q_e^2 = \frac{(1,6 \cdot 10^{-19})^2}{4\pi \cdot 8,85 \cdot 10^{-12}} = 2,3 \cdot 10^{-28} \text{ (н} \cdot \text{м}^2)$$

$Z_1 = Z_2 = 1$ ;

Енергія взаємодії:

$$E_K = F_K \cdot r = 2,3 \cdot 10^{-12} \cdot 10^{-8} = 2,3 \cdot 10^{-20} \text{ Дж} = 0,144 \text{ эВ.}$$

б) нейтрони взаємодіють у полі гравітаційних сил:

$$E_H = F_H \cdot r = f \cdot \frac{m_1 \cdot m_2}{r^2} \cdot r = 6,67 \cdot 10^{-11} \cdot \frac{(1,6749 \cdot 10^{-27})^2}{10^{-8}} = 1,87 \cdot 10^{-56} \text{ Дж} = 1,17 \cdot 10^{-37} \text{ эВ}$$

$$m_1 = m_2 = m_n$$

$$\frac{E_K}{E_H} = 1,2 \cdot 10^{36}$$

!

### Задача №3

Визначити, яку масу уносить електромагнітне випромінювання нитки накаливання електричної лампи потужністю 100 Вт за 1000 годин роботи.

Рішення.

$$E = mc^2 \rightarrow m = \frac{E}{c^2} = \frac{100 \cdot 1000 \cdot 3600}{(3 \cdot 10^8)^2} = 4 \cdot 10^{-9} \text{ кг.}$$

### Задача №4

Яка енергія відповідає 1 граму речовини?

Рішення.

$$E = mc^2 = 1 \cdot 10^{-3} \cdot (3 \cdot 10^8)^2 = 9 \cdot 10^{13} \text{ Дж} = 25 \cdot 10^3 \text{ МВт} \cdot \text{с}$$

## ЗАНЯТТЯ №4. РАДІОАКТИВНІСТЬ.

1. Умова свавільного розпаду нукліду:

$$\Delta E = 931(m_{\text{я}} - \Sigma m_i) > 0, (\text{МэВ})$$

де:  $m_{\text{я}}$  - маса ядра;  $\Sigma m_i$  - сума мас осколків.

2. Закон радіоактивного розпаду:

3.

$$N(t) = N_0 \cdot \exp(-\lambda t) = N_0 \cdot \exp(-t / \tau) = N_0 \cdot \exp[(-0,693 / T) \cdot t]$$

де:  $\lambda$  – стала розпаду – імовірність розпаду одного ядра радіоактивного нукліду в одиницю часу, [с<sup>-1</sup>];

$\tau = 1/\lambda$  – середній час життя радіоактивного нукліду – термін, у який число ядер зменшується у  $e=2,71$  раз;

$T = 0,693\tau$  – період напіврозпаду.

4. Активність (кількість радіоактивних розпадів у одиницю часу):

5.

$$A = -\frac{dN}{dt} = \lambda N = \frac{N}{\tau} = \frac{0,693}{T} \cdot N, \quad [\text{розп/с}].$$

$$A(t) = A_0 \exp(-\lambda t) = A_0 \exp(-t / \tau).$$

6. Зв'язок маси нукліду та активності:

$$m = 2,4 \cdot 10^{-24} \cdot A \cdot T \cdot M,$$

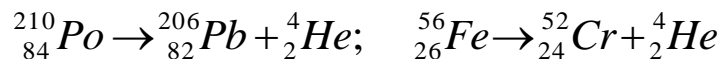
де  $M$  – молекулярна маса нукліду.

Задача №1.

Довести, чи можливий  $\alpha$ -розпад:  ${}^{210}_{84}\text{Po}$  та  ${}^{56}_{26}\text{Fe}$ .

Рішення.

$A_{\text{Po}}=209,983$ ;  $A_{\text{Fe}}=55,935$ ;  $A_{\text{Pb}}=205,974$ ;  $A_{\text{Cr}}=51,9405$ ;  $A_{\text{He}}=4,0026$



$\Delta E_{\text{Po}} = 931[209,983-(205,974+4,0026)] = +5,9 \text{ МэВ};$

$\Delta E_{\text{Fe}} = 931[55,935-(51,9405+4,0026)] = - 7,5 \text{ МэВ}.$

Висновок.  $\alpha$  – розпад ядер полонію можливий ( $\Delta E_{\text{Po}} > 0$ );

$\alpha$  – розпад ядер заліза неможливий ( $\Delta E_{\text{Fe}} < 0$ ).

Задача №2.

Скільки  $^{210}_{84}\text{Po}$  (T=138,4 доби) розпадеться та скільки залишиться після 10 діб від 4 мг початкової кількості?

Рішення.

Після розпаду залишиться

$$N(10) = N_0 \cdot 2^{-t/T} = 4 \cdot 2^{-10/138,4} \approx 3,8 \text{ мг} ;$$

тобто розпадеться 0,2 мг.

Задача №3.

Визначити, яка активність:

а)  $1\text{г } ^{226}_{88}\text{Ra}$  (період напіврозпаду T=1620 років);

б)  $1\text{г } ^{238}_{92}\text{U}$  (період напіврозпаду T=4,5·10<sup>9</sup> років)

Рішення.

$$\text{а) } A_{Ra} = \frac{0,693}{T_{Ra}} \cdot N_{Ra} = \frac{0,693}{1620 \cdot 365,25 \cdot 24 \cdot 3600} \cdot \frac{1 \cdot 6,023 \cdot 10^{23}}{226} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк} = 1 \text{ Ки}$$

$$\text{б) } A_U = \frac{0,693}{T_U} \cdot N_U = \frac{0,693}{4,5 \cdot 10^9 \cdot 365,25 \cdot 24 \cdot 3600} \cdot \frac{1 \cdot 6,023 \cdot 10^{23}}{238} = 12,4 \cdot 10^3 \text{ Бк} = 3,35 \cdot 10^{-7} \text{ Ки}$$

$$A_U = 3,35 \cdot 10^{-7} A_{Ra}$$

Задача №4

Визначити активність  $^{60}_{27}\text{Co}$  (T=5,25 року) через 5 років, якщо у даний момент вона дорівнює 100 мКи = 3,7·10<sup>9</sup> Бк.

Рішення.

$$A_5 = A_0 \cdot \exp\left(-\frac{0,693}{T} \cdot t\right) = 3,7 \cdot 10^9 \cdot \exp\left(-\frac{0,693}{5,25} \cdot 5\right) = 1,9 \cdot 10^9 \text{ Бк} = 52 \text{ мКи}$$

## ЗАНЯТТЯ №5. РОЗРАХУНОК ЯДЕРНИХ КОНЦЕНТРАЦІЙ РІЗНИХ РЕЧОВИН

### Задача №1

Визначити ядерну концентрацію графіту  $A_c=12$  и  $\rho_{\text{Гр}}=1,6 \text{ г/см}^3$ , заліза  $A_{\text{Fe}}=56$  и  $\rho_{\text{Fe}}=7,8 \text{ г/см}^3$  та урану  $A_{\text{Fe}}=238$  и  $\rho_{\text{Fe}}=18,7 \text{ г/см}^3$

$$N_i = \frac{\rho_i N_{ab}}{A_i}$$

$$N_c = 8,027 \cdot 10^{22} \text{ яд/см}^3$$

$$N_{\text{Fe}} = 8,4075 \cdot 10^{22} \text{ яд/см}^3$$

$$N_U = 4,732 \cdot 10^{22} \text{ яд/см}^3$$

$$N_{ab}=6,023 \cdot 10^{23} \text{ Яд/г} \cdot \text{моль}$$

### Задача №2

Визначити молекулярну концентрацію хімічних сполук і ядерні концентрації елементів, що входять до з'єднання  $\text{H}_2\text{O}$ :  $A_{\text{H}_2\text{O}}=18$  та  $\rho_{\text{H}_2\text{O}}=1,0 \text{ г/см}^3$ :

Карбіда бора  $\text{B}_4\text{C}$   $A_{\text{B}_4\text{C}}=11 \cdot 4 + 12 = 56$  та  $\rho_{\text{B}_4\text{C}}=2,3 \text{ г/см}^3$ ;

Двоокису урану  $\text{UO}_2$   $A_{\text{UO}_2}=235+2 \cdot 16=267$  та  $\rho_{\text{UO}_2}=10,2 \text{ г/см}^3$ ;

$$N_{\text{H}_2\text{O}}=3,316 \cdot 10^{22} \text{ яд/см}^3;$$

$$N_{\text{O}}=N_{\text{H}_2\text{O}}$$

$$N_{\text{H}}=2 \cdot N_{\text{H}_2\text{O}}=6,632 \cdot 10^{22} \text{ яд/см}^3$$

$$N_{\text{B}_4\text{C}}=2,47 \cdot 10^{22} \text{ яд/см}^3;$$

$$N_{\text{B}}=4 \cdot N_{\text{B}_4\text{C}}=9,89 \cdot 10^{22} \text{ яд/см}^3$$

$$N_{\text{C}}=N_{\text{B}_4\text{C}}$$

$$N_{\text{UO}_2}=2,3 \cdot 10^{22} \text{ яд/см}^3;$$

$$N_{\text{O}}=2 \cdot N_{\text{UO}_2}=4,6 \cdot 10^{22} \text{ яд/см}^3$$

$$N_{\text{U}}=N_{\text{UO}_2}$$

### Задача №3

Визначити ядерну концентрацію збагачену двоокис урану, що містить 4% ізоотопу  $\text{U}^{235}$

$$M_{\text{UO}_2}=2 \cdot A_{\text{O}}+A_{\text{U}_5} \cdot \frac{x_5}{100} + A_{\text{U}_8} \cdot \frac{166-x_5}{100} = 269,88$$

$$N_{\text{UO}_2} = \frac{10,2 \cdot 6,023 \cdot 10^{23}}{269,88} = 2,276 \cdot 10^{22} \text{ яд/см}^3$$

### Задача №4

Яка енергія виділяється при повному розпаді 1г природного урану?

$x_5=0,71 \%$ ,  $E^5_{\text{f}}=3,11 \cdot 10^{-11} \text{ Дж}$ .

Рішення

$$N_5^{\text{Ir}} = \frac{m \cdot N_{ab}}{M_U} \cdot \frac{x_5}{100} = \frac{1 \cdot 6,023 \cdot 10^{23} \cdot 0,71}{238 \cdot 100} = 1,796 \cdot 10^{19} \text{ яд}$$

$$E_{\text{Ir}}=E^5_{\text{f}} \cdot N_5$$

$$E_{\text{Ir}} = 3,11 \cdot 10^{-11} \cdot 1,796 \cdot 10^{19} = 5,586 \cdot 10^8 \text{ Дж} \approx 558,6 \text{ МДж}$$

## Розрахунково-графічна робота

Активна зона реактора ВВЕР-1000 складається з набору шестикутних касет (тепловиділяючих збірок ТВС), виконаних із сплаву цирконію ( $Zr+1\%Nb$ ). Усередині ТВС розташовані тепловиділяючі елементи (ТВЕЛ) стерженькового типу в оболонці зі сплаву цирконію, які омиваються водою (рис. 1). Між паливом та оболонкою існує газовий зазор. Касети розташовуються і дистанціюються таким чином, що між ними існує **міжкasetний зазор**, в якому знаходиться вода. Сукупність касет в активній зоні має назву технологічної ґратки, а розмір між центрами касет – **крока технологічної ґратки** (рис. 1). В касеті ТВЕЛ розташовуються в шаховому порядку і утворюють **ґратку ТВЕЛа** (рис. 2), відстані між центрами твेलів називають **кроком ґратки ТВЕЛа**. Відношення крока ґратки ТВЕЛа до зовнішнього діаметру оболонки ТВЕЛа називають **відносним кроком ґратки твела**. У центрі касети знаходиться трубка зі сплаву цирконію, до якої кріпляться дистанціюючі прилади ТВЕЛів. Паливом є збагачений діоксид урану  $UO_2$ .

### Мета завдання

Визначення та розрахунок кількості усіх матеріалів, які знаходяться у ТВС реактора ВВЕР-1000. При цьому робиться припущення, що матеріали реагуючих органів відсутні.

Якщо склад матеріалів по висоті активної зони практично не змінюється, то всі розрахунки проводяться на **одиницю висоти активної зони**, тобто для визначення кількості матеріалів в ТВС достатньо знайти його сумарну площину у перерізі ТВС. Необхідно відмітити, що вода між касетного зазору також відноситься до тепловиділяючої збірки.

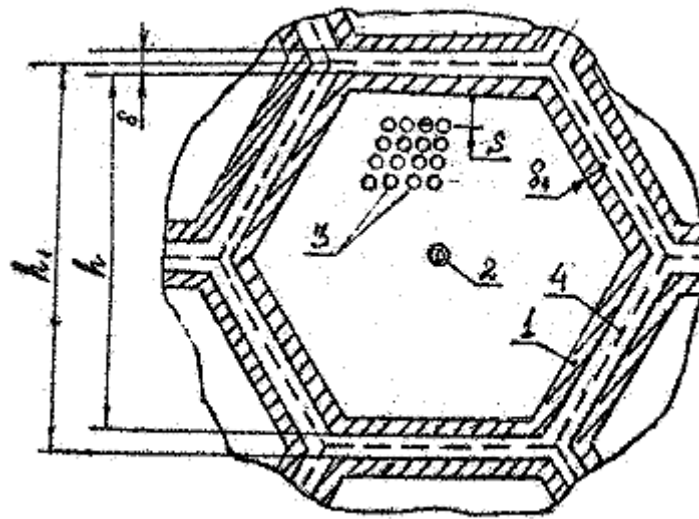


Рис.1. Технологічна ґратка ТВС реактора ВВЕР-1000:

1 – корпус ТВС; 2 – центральна каркасна труба; 3 – ТВЕЛ; 4 – міжкasetний зазор

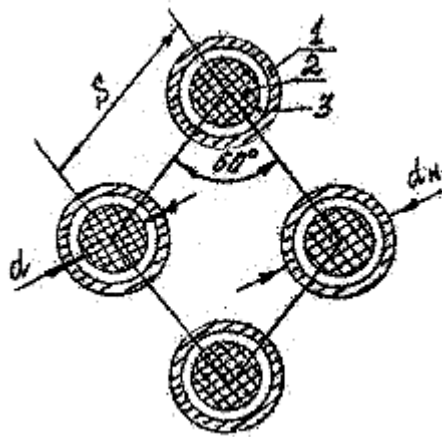


Рис. 2. Елементи гратки ТВЕЛа реактора ВВЕР-1000:

1 – оболонки ТВЕЛа; 2 – паливний блок; 3 – газовий зазор

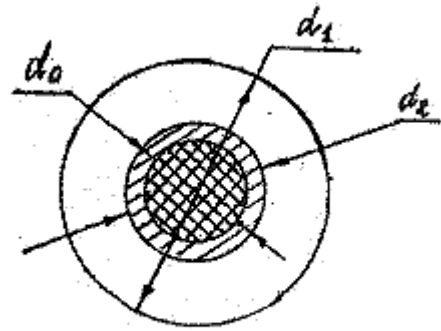


Рис.3. Еквівалентна комірка Вігнера-Зейца

Початкові дані для виконання завдання наводяться в табл. 1,2 додатків.

*Вибір варіанта завдання здійснюється таким чином: останні три цифри залікової книжки діляться на 30, залишок від ділення і є номер варіанта.*

За своїм варіантом студент вибирає два параметра із табл. 2: крок технологічної гратки –  $h_1$ ; відносний крок гратки ТВЕЛа –  $t$ , а також вид конструкційного матеріалу оболонки ТТВЕЛа та касети.

### Розрахунково-графічна робота складається з двох частин

1. Розрахунок геометричних характеристик ТВС.
2. Розрахунок кількості та складу матеріалів та з'єднань, складаючих ТВС.

#### 1. Розрахунок геометричних характеристик ТВС

Задача геометричного розрахунку – за своїми початковими даними визначити число ТВЕЛів в касеті та розміри касети.

##### 1.1. Розміри касети під ключ:

$$h = h_1 - \delta.$$

##### 1.2. Крок гратки ТВЕЛів:

$$S = t \cdot d_n.$$

Величина кроку гратки округляється з точністю до 0,1 мм.

##### 1.3. Площа касети (із врахуванням стінки):

$$F_{\text{кас}} = \frac{\sqrt{3}}{2} \cdot h^2.$$

##### 1.4. Площа всередині касети:

$$F_{\text{кас}}^{\text{ВН}} = \frac{\sqrt{3}}{2} \cdot (h - 2 \cdot \delta_1)^2.$$

### 1.5. Площа всередині касети, зайнята ТВЕЛами

Між оболонкою касети і боковим рядом ТВЕЛів існує зазор, який дорівнює кроку ТВЕЛа – S (рис. 1). Тоді площа всередині касети, зайнята твелями, визначається як:

$$F_{\text{ТВ}}^{\text{кас}} = \frac{\sqrt{3}}{2} \cdot (h - 2 \cdot \delta_1 - 2S - d_{\text{н}})^2.$$

### 1.6. Площа касети, визначена на один ТВЕЛ

На один ТВЕЛ припадає площа, відокремлена ромбом, вершини якого – центри ТВЕЛів (рис. 2).

$$f_{\text{ТВ}} = \frac{\sqrt{3}}{2} \cdot S^2.$$

### 1.7. Число ТВЕЛів:

$$n_{\text{те}} = \frac{F_{\text{ТВ}}^{\text{кас}}}{f_{\text{ТВ}}} - 1.$$

Зі зменшенням величини  $n_{\text{те}}$  на одиницю враховується, що у центрі касети замість ТВЕЛа знаходиться центральна труба. Одержана величина  $n_{\text{те}}$  округляється до цілого значення.

## 2. Розрахунок кількості та складу матеріалів, які входять в ТВС

### 2.1. Об'єм палива в касеті:

$$V_{\text{топл}} = \frac{\pi}{4} d^2 \cdot n_{\text{те}} \cdot H.$$

### 2.2. Об'єм теплоносія всередині касети:

$$V_{\text{H}_2\text{O}}^{\text{кас}} = \left( F_{\text{кас}}^{\text{ен}} - \frac{\pi}{4} \cdot d_{\text{н}}^2 \cdot n_{\text{те}} - \frac{\pi}{4} \cdot (d_{\text{нп}}^{\text{пг}})^2 \right) \cdot H.$$

### 2.3. Об'єм теплоносія в міжкasetному зазорі:

$$V_{\text{H}_2\text{O}}^{\text{МК}} = \frac{\sqrt{3}}{2} \cdot (h_1^2 - h^2) \cdot H.$$

### 2.4. Об'єм оболонки ТВЕЛа:

$$V_{\text{те}}^{\text{об}} = \pi \cdot d_{\text{н}} \cdot \delta_{\text{об}} \cdot n_{\text{те}} \cdot H.$$

### 2.5. Об'єм центральної труби:

$$V_{\text{пг}} = \frac{\pi}{4} \cdot \left( (d_{\text{нп}}^{\text{пг}})^2 - (d_{\text{вн}}^{\text{пг}})^2 \right) \cdot H.$$

**Об'єм оболонки касети:**

$$V_{об}^{кас} = (F_{кас} - F_{кас}^{вн}) \cdot H.$$

**2.7. Загальний об'єм теплоносія:**

$$V_{H_2O} = V_{H_2O}^{MK} + V_{H_2O}^{кас}.$$

**2.8. Загальний об'єм конструкційних матеріалів:**

$$V_{км} = V_{тв}^{об} + V_{ЦТ} + V_{кас}^{об}.$$

**2.9. Маса палива в касеті:**

$$G_{топл} = V_{топл} \cdot \rho_{UO_2}.$$

**2.10. Маса теплоносія в касеті та між касетному зазорі:**

$$G_{тн} = V_{H_2O} \cdot \rho_{H_2O}.$$

**2.11. Маса конструкційних матеріалів касети:**

$$G_{км} = V_{км} \cdot \rho_{км}.$$

**2.12. Розрахунок еквівалентної комірки Вігнера-Зейца (рис. 3)**

**2.12.1 Еквівалентний діаметр палива:**

$$d_0 = d \cdot \sqrt{n_{тв}}.$$

**2.12.2. Еквівалентний діаметр конструкційних матеріалів в комірці:**

$$d_2 = \sqrt{\frac{V_{км}}{H} \cdot \frac{4}{\pi} + d_0^2}.$$

**2.12.3. Еквівалентний діаметр теплоносія (уповільнювача):**

$$d_1 = \sqrt{\frac{V_{H_2O}}{H} \cdot \frac{4}{\pi} + d_2^2}.$$

**3. Графічна частина**

У цій частині студенти виконують три рисунки, аналогічних рис. 1, 2, 3, у масштабі та у відповідності з розрахунками геометричних характеристик.

## Список літератури

1. Дементьев Б.А. Ядерные энергетические установки. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 281 с.
2. Маргулова Т.Х. Атомные электрические станции: Учебник для вузов. – 3-е изд., перераб. И доп. – М.: Высш. Школа, 1978. – 360 с с ил.
3. Основы теории и методы расчета ядерних энергетических реакторов: Учеб. Пособие для вузов / Г.Г. Бартоломей, Г.А. Бать и др. – 2-е узд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 512 с.
4. Дубковский В.А. Рациональные процессы, циклы и схемы энергоустановок. – Одесса: Наука и техника, 2003.- 224 с.

**Таблиця Д1.** Загальні характеристики та параметри ТВС реактора ВВЕР-1000

Величина	Ознака	Розмірність	Значення
Теплоносії			
1. Температура на вході в ТВС	$t_{\text{вх}}^{\text{тн}}$	° С	289
2. Температура на виході з ТВС	$t_{\text{вих}}^{\text{тн}}$	° С	325
3. Тиск	P	МПа	16,0
Паливо – UO <sub>2</sub>			
4. Діаметр стержня	d	мм	7,6
5. Товщина оболонки	$\rho_{\text{об}}$	мм	0,65
6. Товщина газового зазору	$\delta_{\text{об}}$	мм	0,10
7. Зовнішній діаметр оболонки	$d_{\text{н}}$	мм	9,1
Паливна касета			
8. Міжкасетний зазор	$\delta$	мм	2,0
9. Товщина стінки	$\delta_1$	мм	1,5
10. Діаметр центральної труби			
-внутрішній	$d_{\text{вн}}^{\text{пт}}$	мм	8
-зовнішній	$d_{\text{нар}}^{\text{пт}}$	мм	12
Довжина паливної частини касети	H	мм	3550

**Таблиця Д2.** Початкові дані до розрахунково-графічної роботи

№ вар.	Крок технол. гратки, h <sub>1</sub> , мм	Відносний крок твела, t	Конструкц. матеріал
1	240	1,45	нерж. сталь
2	250	1,45	цирконій
3	230	1,30	нерж. сталь
4	240	1,50	цирконій
5	235	1,35	нерж. сталь
6	245	1,40	цирконій
7	245	1,50	нерж. сталь
8	240	1,35	цирконій
9	230	1,35	нерж. сталь
10	250	1,50	цирконій
11	235	1,45	нерж. сталь
12	240	1,40	цирконій
13	245	1,35	нерж. сталь
14	250	1,40	цирконій
15	250	1,30	нерж. сталь
16	235	1,30	цирконій
17	245	1,55	нерж. сталь
18	235	1,55	цирконій
19	250	1,60	нерж. сталь
20	255	1,60	цирконій
21	260	1,60	нерж. сталь
22	225	1,30	цирконій
23	255	1,60	нерж. сталь
24	225	1,40	цирконій
25	235	1,55	нерж. сталь
26	245	1,30	цирконій
27	255	1,60	нерж. сталь
28	260	1,55	цирконій
29	255	1,55	нерж. сталь
30	250	1,45	цирконій