

**Міністерство освіти і науки України
НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ
«ОДЕСЬКА ПОЛІТЕХНІКА»**

**Конспект лекцій з дисципліни
ЯДЕРНІ ЕНЕРГЕТИЧНІ РЕАКТОРИ (частина 1)
для студентів денної та заочної форми навчання
за спеціальністю: 143 – атомна енергетика**

**Затверджено на засіданні
кафедри атомних
електростанцій. Протокол № 1
від 30.08.2023**

Одеса, НУ «Одеська політехніка», 2023

Конспект лекцій з дисципліни ЯДЕРНІ ЕНЕРГЕТИЧНІ РЕАКТОРИ (частина 1). Для студентів денної та заочної форми навчання за спеціальністю: 143 – атомна енергетика /Уклад.: Кравченко В.П. – Одеса: Національний університет «Одеська політехніка», 2023. - 168 с.

Укладач: В.П. Кравченко, д-р техн. наук, професор

Завідувач кафедру АЕС
д-р техн. наук, проф.

В.П. Кравченко

Гарант ОПП за рівнем бакалавр
за спец. 143 – атомна енергетика
д-р техн. наук, проф.

С.В. Барбашев

Анотація

Конспект лекцій містить відомості про принцип роботи та конструкції ядерних реакторів різного типу. Особлива увага в лекціях надана розгляду конструкції реакторів типу ВВЕР-440 та ВВЕР-1000, які експлуатуються наразі в Україні.

Приділена увага органам регулювання та системам безпеки. Описані тенденції розвитку ядерних реакторів та їх елементів, спрямовані на підвищення безпеки та надійності їх роботи. Навчальний матеріал супроводжується графічною інформацією та списком рекомендованої літератури.

Поданий матеріал упорядковано за принципом від простого до складного, що сприяє кращому засвоєнню навчального матеріалу. Після кожної лекції наведені контрольні питання для самоконтролю засвоєння навчального матеріалу.

Конспект лекцій може використовуватись студентами старших курсів для виконання кваліфікаційної роботи.

Укладач: Кравченко В.П., д-р техн. наук, професор

Рецензент: Дубковський В. О., д-р техн. наук, професор

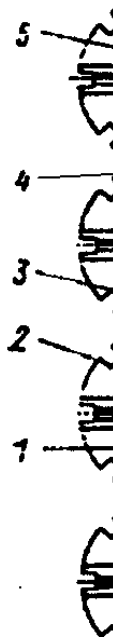
Зміст

Список умовних скорочень і позначень	4
Лекція 1. Основи ядерної енергетики. Коефіцієнти реактивності. Саморегулювання ядерних реакторів	5
Лекція 2. Особливості та класифікація ядерних реакторів	11
Лекція 3. Переваги та недоліки води як теплоносія та сповільнювача нейтронів. Водно-хімічний режим першого контуру. Особливості ВВЕР. Принципова конструктивна схема реакторів типу ВВЕР.	23
Лекція 4. Конструкція реактору ВВЕР-440.	27
Лекція 5. Конструкція реактора ВВЕР-1000.	44
Лекція 6. Киплячі водо-водяні реактори. Конструкції та особливості ВК-60, ВWR, АСТ-500	72
Лекція 7. Реактори, де сповільнювачем нейтронів є важка вода. Особливості реакторів типу CANDU та SGHWR	84
Лекція 8. Водографітові реактори. Реактори Першої АЕС, Білоярської АЕС (АМБ-100, АМБ-200)	94
Лекція 9. Реактори типу РБМК.	100
Лекція 10. Газографітові реактори. Магноксові реактори. Удосконалені газо графітові реактори AGR.	112
Лекція 11. Високотемпературні реактори. Енерготехнологічне використання високотемпературних реакторів.	116
Лекція 12. Реактори на швидких нейтронах. Реактори з натрієвим теплоносієм. БН-600 - конструкція, регулювання, перевантаження ядерного палива.	125
Лекція 13. Реактор БН-350. Реактор Superphenix. Реактори на швидких нейтронах зі свинцевим, вісмутовим та газовим теплоносієм.	141
Лекція 14. Стан та розвиток ТВЗ для реакторів ВВЕР-1000.	152
Лекція 15. Реактори нового покоління: AP-1000, малі модульні реактори, рідкосільові реактори	160

Список умовних скорочень і позначень

АЗ	—	аварійний захист
АкЗ	—	активна зона
АЕС	—	атомна електростанція
АКНП	—	апаратура контролю нейтронного потоку
АРК	—	органи регулювання в реакторах типу ВВЕР-440, що виконують функції аварійного останову, регулювання потужності і компенсації надмірної реактивності
БЗТ	—	блок захисних труб
БВ		басейн витримки
ВБ		верхній блок
ВК	—	водо-водяний реактор з киплячою водою
ВВЕР	—	водо-водяний енергетичний реактор
ВКП	—	внутрішньо-корпусні пристрої
ВПБР	—	водяний підвищеної безпеки реактор
ВРК	-	внутрішньо реакторний контроль
ГЦН	—	головний циркуляційний насос
ДГ	-	дистанційні грати
ЕВ	—	Енерговиділення
ІК	—	іонізаційна камера
КВ	-	коефіцієнт відновлення
КВП	—	контрольно вимірювальні прилади
КВВП	-	коефіцієнт використання встановленої потужності
КНВ	—	канал нейтронних вимірювань
МПА	-	максимальна проектна аварія
НК	-	напрямні канали
ОР	—	орган регулювання
ПЕЛ	—	поглинаючий елемент
ПС		поглинаючий стрижень
СВРК	—	система внутрішньо-реакторного контролю
СВП	—	стрижні вигоряючого поглинача
НК	-	напрямний канал
СКП	—	система контролю перевантаження
СУЗ	—	система управління і захисту
РУ	—	реакторна установка
ТВЗ	—	тепловидільна збірка
ТВЕЛ	—	тепловидільний елемент
ТК	—	температурний канал
ЯЕУ	—	ядерна енергетична установка
AP	—	Advanced Passiv
BWR	—	Boiling Water Reactor
EPR	—	European Pressurized Reactor (<i>європейський водо-водяний реактор</i>), міжнародна назва — Evolutionary Power Reactor
PWR	-	Pressurised Water Reactor

CANDU — Canada Deuterium Uranium — важководний ядерний реактор (типу PHWR) виробництва Канади



Лекція 1.

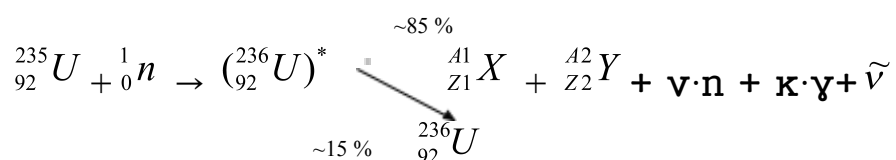
Тема: ОСНОВИ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ

Мета заняття: Вступ до дисципліни, значення її для спеціальності.

Обговорення основних понять ядерної фізики, що використовуються

План лекційного заняття	1. Стан ядерної енергетики в Україні і у світі. 2. Основні поняття, що використовуються у фізиці ядерних реакторів.
--------------------------------	--

Принцип роботи ядерного реактора заснований на здатності ядер деяких важких елементів (${}_{92}^{233}\text{U}$, ${}_{92}^{235}\text{U}$, ${}_{94}^{239}\text{Pu}$ і ін.) при захопленні нейтрона переходити в нестійкий, збуджений стан і потім, практично миттєво, ділитися на два уламка з одночасним виділенням 2–3 вільних нейтронів, декількох γ -квантів і антинейтрино:



Зірочка (*) вказує на нестійкий стан ядра. Уламки X і Y мають різні заряди і різну кількість нейтронів, тобто мають різні масові числа $A=Z+n=p+n$ і різну кількість протонів, що визначають заряд ядра. Лише у 6 % випадків при діленні ядра утворюються однакові ядра. Стійкість ядер залежить від співвідношення елементарних частинок в ядрі – протонів ${}_1^1p$ і нейтронів ${}_0^1n$. Якщо це співвідношення лежить зовні області стійкості – відбувається ділення

ядра або його перехід в стійкий стан, що супроводжується вилітом γ -квантів або інших елементарних частинок. Вірогідність проходження реакції ділення значно вища (85 %), ніж перехід ядра в стійкий стан без ділення. Одночасно заряджені уламки відштовхуються один від одного і розлітаються з великою швидкістю. Проте, пробіг уламків ділення в речовині дуже малий. Кінетична енергія уламків ділення складає ~80 % енергії, що виділяється при діленні атомного ядра. Решта енергії приходить на нейтрони, γ -кванти і антинейтрино, що виділяються при діленні.

Кінетична енергія частинок, що утворюються при діленні, при зіткненні передається ядрам навколишнього середовища і призводить до його нагріву.

Уламки ділення, що утворюються, є радіоактивними. При їх розпаді один з нейтронів в новому ядрі перетворюється на протон, заряд ядра збільшується на одиницю, а з ядра вилітає електрон і антинейтрино. В подальшому ці уламки випробовують три послідовні акти розпаду з різними періодами напіврозпаду (час, за який кількість ядер даного елементу зменшується удвічі). Після проходження послідовно низки розпадів утворилося стійке ядро.

Здатністю ділитися при захопленні теплового нейтрона володіють непарні ізотопи урану і плутонію. Парні ізотопи цих елементів діляться тільки під впливом швидких нейтронів.

Крім ділення ядер важких елементів під дією нейтронів існує так зване спонтанне ділення ядер важких елементів, що відбувається значно рідше і є джерелом нейтронів.

Нейтрони і γ -кванти, що виділяються при розподілі основного ядра, називаються миттєвими. Нейтрони і γ -кванти, що виділяються при радіоактивному розпаді уламків ділення називаються запізнілими. Не дивлячись на відносно малу кількість запізнілих нейтронів (при діленні ядер U-235 частка запізнілих нейтронів складає всього 0,0065, для Pu-239 і U-233 ця частка складає 0,0021 і 0,0026 відповідно), ці нейтрони грають дуже велику роль при управлінні ядерними реакціями. Запізнілі нейтрони мають у середньому меншу енергію, ніж миттєві нейтрони.

Як відомо, маса атомного ядра менша за суму мас протонів і нейтронів, що становлять це ядро. Різниця між сумою мас спокою протонів і нейтронів і масою ядра називається **дефектом маси**. Енергія, що виділяється при діленні ядер еквівалентна цьому дефекту маси. За законом Ейнштейна зв'язок між масою і енергією виражається як

$$E = \Delta m \cdot c^2,$$

де Δm - дефект маси, $C=3,0 \cdot 10^8$ м/с – швидкість світла у вакуумі. Дефект маси розраховується таким чином:

$$\Delta m = Z \cdot m_p + n \cdot m_n - m_{\text{ядра}},$$

де Z і n - кількість протонів і нейтронів в ядрі відповідно;

m_p - маса протона, m_n - маса нейтрона, $m_{\text{я}}$ - маса ядра.

У ядерній фізиці маса виражається у атомних одиницях маси. За 1 а.е.м. прийнята маса одного нуклона (загальна назва протона і нейтрона). Існують речовини, що мають однакову кількість протонів, але різне число нейтронів. Такі речовини називаються **ізотопами**. Енергія зв'язку, що приходить на 1 нуклон, називається питомою енергією зв'язку і визначається як $\epsilon = E_{\text{св}}/A$, де $E_{\text{св}}$ – енергія зв'язку ядра, A - відносна атомна маса (сума числа протонів і нейтронів в ядрі).

При діленні важких ядер виділяється в середньому 200 МеВ. При цьому питома енергія зв'язку дорівнює приблизно $200/235=0,851$ МеВ. При синтезі легких ядер також виділяється енергія. Так, наприклад, ядро гелію утворюється з двох ядер дейтерію. Питома енергія зв'язку ядра дейтерію складає 1,11 МеВ. В кожному ядрі дейтерію 2 нуклони (1 протон і 1 нейтрон). Отже, повна енергія зв'язку ядра дейтерію 2,22 МеВ. Ядро гелію складається з 4-х нуклонів і питома енергія зв'язку цього ядра складає 7,07 МеВ, повна енергія $7,07 \times 4 = 28,28$ МеВ. Різниця енергій зв'язку ядра гелію і 2-х ядер дейтерію складе $28,28 - 4,44 = 23,84$ МеВ, а на 1 нуклон доводиться $\epsilon = 23,84/4 = 5,96$ МеВ. Тому в термоядерному реакторі, де проходить реакція синтезу легких ядер, виділяється значно більша кількість енергії на 1 кг речовин, що синтезуються, ніж в ядерному реакторі, де проходить процес ділення важких ядер.

Радіоактивність - здатність ядер спонтанно розпадатися з випромінюванням елементарних частинок, що мають ядерне походження, або спонтанно розпадатися на два уламки з одночасним випромінюванням елементарних частинок. Радіоактивністю, перш за все, характеризуються ядра штучного походження. Елементарні частинки, що утворюються при цьому, повністю або частково гальмуються в тій же речовині, де вони утворюються, і їх енергія надходить ядрам цього елемента, викликаючи його нагрів і необхідність відведення від нього теплоти. Оскільки уламки поділу ядер в реакторі радіоактивні, тепло в реакторі продовжує виділятися і після припинення реакції ділення. Це тепло називається **залишковим тепловиділенням** і викликає необхідність відведення тепла від реактора навіть після його зупинки (тобто при відсутності ланцюгової реакції ділення), що є особливістю ядерного реактора.

Радіоактивний розпад елементів здійснюється з різною швидкістю, що характеризується **періодом напіврозпаду**. Під останнім розуміється час, за яке число ядер радіоактивного елемента зменшується удвічі. Період напіврозпаду $T_{1/2}$ відрізняється у різних елементів і змінюється від частки секунди до сотень років. Приймається, що за час, який дорівнює $10 \cdot T_{1/2}$, практично розпадуться усі радіоактивні ядра, тому що після цього залишиться тільки 0,001 частка початкової кількості ядер. Одиницею вимірювання радіоактивності є **Бк (Беккерель)**, 1 Бк дорівнює одному розпаду за секунду. Позасистемною одиницею є **Кюрі: 1 Ки = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк**.

Ядерні реакції – це реакції взаємодії між ядром і елементарною частинкою. Ядерні реакції можуть проходити або з виділенням енергії (екзотермічні реакції), або з поглинанням енергії (ендотермічні реакції). Основне значення для роботи ядерного реактора мають екзотермічні нейтронні реакції, тобто реакції між ядром елементу і взаємодіючим з ним нейтроном.

Імовірність проходження тієї або іншої реакції визначається **ефективним перерізом реакції**, під яким розуміється число ядерних реакцій, що може відбутися при взаємодії одного ядра з одним нейтроном за одну секунду. Ефективний переріз ядерної реакції вимірюється в одиницях площі (см^2 , м^2) або барнах: $1 \text{ барн} = 10^{-28} \text{ м}^2$. Цей переріз називається **мікроскопічним перерізом реакції σ** . Імовірність взаємодії нейтрона з ядрами речовини в одиниці об'єму називається **макроскопічним перерізом реакції**. Він визначається як добуток мікроскопічного перерізу на ядерну концентрацію (кількість ядер цього елементу, що знаходяться в одиниці об'єму). Розмірність макроскопічного перерізу: м^{-1} .

Ймовірність проходження ядерної реакції вимірюється експериментально. Фізично цю ймовірність можна уявити як площу, віднесену до ядра мішені, попавши в яку нейтрон викликає ядерну реакцію. Величина σ_i залежить від типу реакції і енергії бомбардуючого нейтрона. Чим менша енергія нейтрона, тим менша його швидкість, тим більше час знаходження нейтрона в полі дії ядерних сил і тим вище ймовірність проходження ядерної реакції. Цим і пояснюється необхідність уповільнення нейтронів (тобто зниження їх енергії) і, відповідно, використання сповільнювача в реакторах на теплових нейтронах. В реакторах на швидких нейтронах уповільнення нейтронів небажане, але в них менша ймовірність взаємодії нейтрона з ядром компенсується великою кількістю ядер в одиниці об'єму.

Реакцією ділення ядра називається ділення ядра палива на 2 уламки. Ядерним паливом називається речовина, ядра якої здатні при захопленні нейтрона ділитися на 2 уламки з одночасним утворенням вільних нейтронів, гамма-квантів і антинейтрино. Первинним паливом називається ядерне паливо, що закладається в реактор і є основним джерелом нейтронів ділення. Вторинним називається ядерне паливо, що утворюється в реакторі в результаті захоплення нейтрона ядром ${}_{92}^{238}\text{U}$ або ${}_{90}^{232}\text{Th}$. Це, відповідно, непарні ізотопи ${}_{94}^{239}\text{Pu}$ і ${}_{92}^{233}\text{U}$. Елемент, що перетворюється в ядерному реакторі в ядерне паливо, називається сировинним.

Ланцюговою реакцією ділення називається процес ділення ядер, що самопідтримується. Це відбувається тому, що кожний акт ділення має місце за рахунок нейтронів, які були одержані в попередньому акті ділення. Мінімальна кількість ядерного палива, в якому здійснюється ланцюгова реакція, називається **критичною масою**. **Ядерним реактором** називається пристрій, в якому здійснюється ланцюгова реакція ділення ядер.

Коефіцієнтом відтворення (КВ) називається відношення кількості вторинного палива, що утворилося в ядерному реакторі, до кількості первинного палива, що розділилося в ньому за цей же час.

Коефіцієнтом розмноження реактора називається відношення кількості нейтронів даного покоління до кількості нейтронів попереднього покоління. Розрізняють коефіцієнт розмноження реактора нескінченних розмірів K_{∞} , що не враховує витік нейтронів з реактора, і ефективний коефіцієнт розмноження $K_{\text{еф}}$, що враховує цей витік. Природно, що $K_{\infty} > K_{\text{еф}}$. **Реактивністю** реактора називається величина $(K_{\text{еф}} - 1)/K_{\text{еф}}$. У зв'язку з малою відмінністю при роботі реактора величини $K_{\text{еф}}$ від 1 реактивністю часто називають величину $\Delta K = K_{\text{еф}} - 1$.

Якщо величина $K_{\text{еф}} > 1$ або $\Delta K > 0$, то потік нейтронів безперервно зростатиме, енерговиділення в реакторі відповідно ростиме. При $K_{\text{еф}} < 1$ або $\Delta K < 0$ потік нейтронів в реакторі і енерговиділення затухатимуть. Для стаціонарної роботи реактора необхідно, щоб $K_{\text{еф}} = 1$ або $\Delta K = 0$.

Періодом реактора називається час, за який потужність реактора змінюється в $e=2,718$ раз. Це важлива динамічна характеристика роботи реактора.

Продукти ділення ядерного палива діляться на **шлаки і отруйники**. Під останніми розуміються речовини, що мають аномально великий переріз поглинання нейтронів. До таких речовин відносяться $^{135}_{54}\text{Xe}$ і $^{149}_{62}\text{Sm}$. У зв'язку з поглинанням нейтронів матеріалами, що містяться в активній зоні ядерного реактора (зоні, в якій знаходиться ядерне паливо і відбувається ланцюгова реакція ділення), ядерне паливо доводиться збагачувати, тобто підвищувати в ньому зміст подільних ізотопів. Ступенем збагачення називається відношення маси ядер подільних ізотопів, до суми ядер подільних і сировинних ізотопів в одиниці об'єму. Основним подільним ізотопом, який зараз використовується в ядерних реакторах, є $^{235}_{92}\text{U}$. Проте можуть використовуватися $^{233}_{92}\text{U}$, $^{239}_{94}\text{Pu}$ або їх суміші один з одним і з $^{235}_{92}\text{U}$.

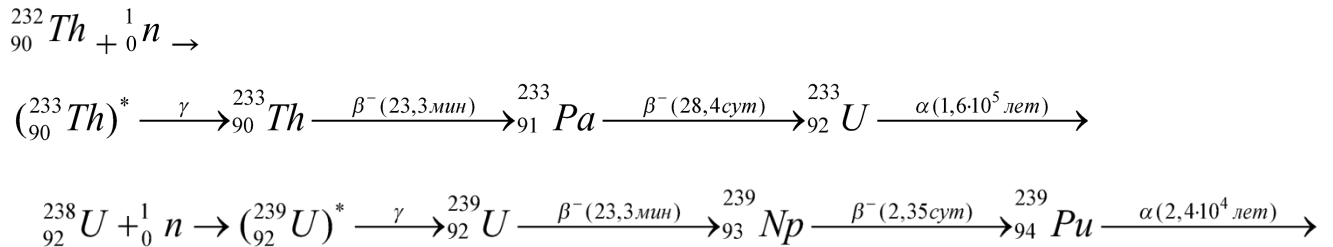
Процес заміни палива в ядерному реакторі називається перевантаженням реактора. Тривалість роботи реактора від моменту завантаження палива до його перевантаження називається **кампанією реактора** (для реактора ВВЕР-1000 – біля 300 діб, для PWR – 1,5 роки). Тривалість знаходження ядерного палива в реакторі називається **кампанією ядерного палива** (для ВВЕР-1000 зараз чотири роки, для PWR – 4,5 роки).

Питомим енерговиділенням називається кількість енергії, що виділяється в одиниці об'єму активної зони реактора.

Залишковим тепловиділенням називається теплота, що виділяється в реакторі або в окремих елементах реактора після припинення ланцюгової реакції ділення. Продукти ділення ядерного палива радіоактивні. Залишкове тепловиділення є результатом радіоактивного розпаду продуктів ділення і поглинання елементарних частинок, що утворюються при цьому розпаді.

Природний уран в основному складається з двох ізотопів: $^{238}_{92}\text{U}$ (99,2 %) і $^{235}_{92}\text{U}$ (0,714 %).

Вторинне паливо в ядерному реакторі утворюється по такій схемі:



Якщо у якості первинного палива використовується $^{235}_{92}\text{U}$, а отримується $^{233}_{92}\text{U}$ або $^{239}_{94}\text{Pu}$, то говорять, що реактор працює у конверторному режимі.

Якщо у якості первинного палива використовується $^{233}_{92}\text{U}$ чи $^{239}_{94}\text{Pu}$ та отримуються у якості вторинного палива ці ж елементи, то реактор працює у брідерному режимі.

Саморегулювання ядерного реактору – це здатність реактора без зовнішнього впливу органів регулювання зменшувати або збільшувати свою потужність пропорційно до змін електричного та/або теплового навантаження. Виникає саморегулювання завдяки негативним ефектам реактивності. Тобто при зміні потужності (нейтронного потоку) його властивості мають змінюватися у протилежному напрямку зміні потужності. Наприклад, в киплячих реакторах неконтрольоване підвищення потужності призводить до збільшення пароутворення і кількості пари в активній зоні, що зменшує густину сповільнювача і знижує уповільнюючу здатність, іншими словами, призводить до зниження інтенсивності реакцій.

Для характеристики режимів роботи використовують коефіцієнти реактивності: температурний α_t , густинний α_ρ , потужнісний α_N та інші. За визначенням коефіцієнт реактивності дорівнює відношенню зміни реактивності до зміни відповідного параметра. Для підтримки властивості саморегуляції коефіцієнти реактивності мають бути від'ємними.

Література

1. Верхівкер Г.П., Кравченко В.П. Основи розрахунку та конструювання ядерних енергетичних реакторів. – Одеса: ТЕС, 2009.
2. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы. – К.: КПИ, 1997. С. 9-11.

Контрольні питання до лекції 1

1. Що має місце у результаті ділення ядра урану?
2. Яка загальна назва протонів і нейтронів, що становлять ядро атома?
3. Що таке "дефект маси"?
4. Які елементи називаються "ізотопами"?
5. Що таке "залишкове тепловиділення" і звідки воно береться?
6. Чим характеризується ймовірність проходження ядерної реакції? У яких одиницях вимірюється ймовірність проходження ядерної реакції?
7. Перерахуйте типи ядерних реакцій, що проходять в різних елементах ядерного реактора?
8. Чим відрізняється первинне паливо від вторинного?
9. Що називається "коефіцієнтом відтворення"?
10. Що називається "коефіцієнтом розмноження"?
11. Що таке "реактивність реактора"?
12. Що таке "ступінь збагачення палива"?
13. Коли реактор працює в бродерному, а коли в конверторному режимі?

ЛЕКЦІЯ 2

Тема: ОСОБЛИВОСТІ ТА КЛАСИФІКАЦІЯ ЯДЕРНИХ РЕАКТОРІВ

Мета заняття: Ознайомлення з особливостями ядерних реакторів та їх класифікацією

План лекційного заняття	1. Особливості ядерних реакторів. 2. Основні елементи активної зони та її матеріали. 3. Класифікація ядерних реакторів.
--------------------------------	---

2.1. Особливості ядерного реактору

У порівнянні з іншими джерелами енергії ядерний реактор має наступні особливості;

1. **Висока енергоємність палива.** При повному розподілі 1 кг урану виділяється $8 \cdot 10^{10}$ кДж, а з урахуванням утворення неподільного ізоотопу $^{236}_{92}\text{U}$ - $6,9 \cdot 10^{10}$ кДж. При спалюванні 1 кг органічного палива виділяється 29300 кДж (умовне паливо). Таким чином, однакова по масі з органічним паливом кількість ядерного палива виділяє в 2 млн. разів більше енергії. У якості прикладу: для роботи реактора ВВЕР-1000 протягом року потрібно 150 т природного урану.

2. З високою енергоємністю ядерного пального пов'язана інша особливість ядерного реактора - **високе питоме енерговиділення** в активній зоні, що коливається від 5-6 до 500-800 кВт/л або МВт/м³. Це призводить до необхідності надійного відведення цієї теплоти і вибору відповідного теплоносія.

3. На відміну від органічного палива ядерна реакція **не вимагає окислювача**.

4. У всіх неядерних джерелах енергії паливо безперервно подається в установку. В ядерних реакторах **паливо періодично вводиться в реактор** і може працювати в ньому (спалюватися) протягом одного-двох років.

5. **Теплота в реакторі виділяється не тільки в тепловидільних елементах, але і в конструкційних матеріалах і сповільнювачі.** Отже, ці матеріали необхідно охолоджувати.

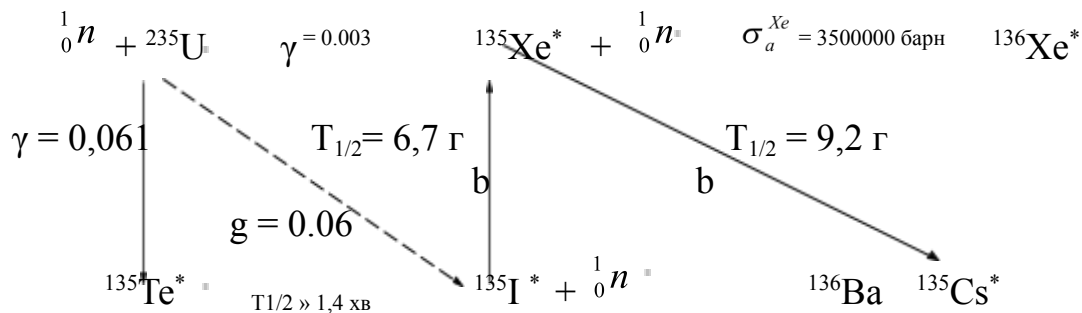
6. Після останову реактора (ланцюгова реакція не йде) продовжує виділятися теплота (**залишкове тепловиділення**) в результаті радіоактивного розпаду продуктів ділення. Цей розпад супроводжується радіоактивним випромінюванням і тому вигоріле паливо тривалий час витримується на АЕС в басейні витримки (3-4 роки і більш).

7. **Велике радіоактивне випромінювання** - викид потоку елементарних частинок, в основному гамма-частинок і нейтронів. Це вимагає спеціального охолоджуваного захисту, а також спеціальних заходів по захисту персоналу станції, як під час роботи реактора, так і під час ремонтів устаткування. Реактор звичайно поміщається в бетонну шахту і оточується баком біозахисту, заповненим водою, або використовується спеціальний сухий захист. Устаткування станції, пов'язане з радіоактивним теплоносієм, знаходиться в спеціальних боксах, доступ в які заборонений або обмежений.

8. Для захисту навколишнього середовища на шляху можливого розповсюдження радіоактивних матеріалів діють **спеціальні бар'єри**:

1) паливна матриця; 2) оболонка твела; 3) устаткування 1-го контуру; 4) гермо оболонка та в деяких джерелах вказується 5) біологічний захист. Окрім цього, передбачені спеціальні заходи, устаткування і системи, що перешкоджають попаданню радіоактивних речовин при аварійних ситуаціях в навколишнє середовище - так звані системи локалізації аварії.

9. Особливістю реактора є також його "**отруєння**" при раптовій зупинці, що перешкоджає його повторному пуску протягом довгого часу. Повторний запуск реактора стає можливим не раніше, ніж через добу. "Отруйники", перш за все $^{135}_{54}\text{Xe}$, утворюються в реакторі під час його роботи, як в результаті ділення ядра $^{235}_{92}\text{U}$, так і в результаті радіоактивного розпаду попередника в ланцюжку радіоактивного розпаду уламка ділення $^{235}_{92}\text{U}$. Схема появи і спаду ядер ксенону в реакторі така:



де $\gamma = 0,003$ - питомий вихід ядра Xe при діленні ядра $^{235}_{92}\text{U}$;

$\gamma = 0,061$ - питомий вихід ядра Te при діленні ядра $^{235}_{92}\text{U}$.

Мікроскопічний переріз поглинання теплових нейтронів у ядер $^{135}_{54}\text{Xe}$ складає $\sigma_a = 3,5 \cdot 10^6$ барн, тобто більш ніж в 5000 разів більше, ніж у ядер $^{235}_{92}\text{U}$. Як впливає з приведеної схеми, існують два механізми зменшення кількості ядер $^{135}_{54}\text{Xe}$: радіоактивний розпад і розстріл нейтронами. При нормальній експлуатації реактора після пуску концентрація ядер $^{135}_{54}\text{Xe}$ безперервно наростає до досягнення рівноваги. Після зупинки реактора потік нейтронів падає до "0" і, отже, один з механізмів зменшення зникає. Проте концентрація ядер $^{135}_{54}\text{Xe}$ починає зростати через радіоактивний розпад попередника $^{135}_{54}\text{Xe} \xrightarrow{^{135}_{53}\text{I}}$, період напіврозпаду якого приблизно в 1,5 рази менше ніж у $^{135}_{54}\text{Xe}$.

Приблизно через добу концентрація ядер ксенону падає до такого значення, що реактор може бути знову запущений в роботу. Зменшення

реактивності через підвищення концентрації ядер $^{135}_{54}\text{Xe}$ в активній зоні називається "йодною ямою", на ім'я ізоотопу $^{135}_{53}\text{I}$ - попередника Xe . На рис. 1.1 наводиться якісна зміна концентрації ядер $^{135}_{54}\text{Xe}$ під час роботи реактора на потужності і після його зупинки. З графіка видно, що максимальна концентрація ядер Xe настає приблизно через 8-10 годин після зупинки, колишня концентрація буде досягнута через 20-30 год. Для виходу реактора з "йодної ями" необхідно мати запас реактивності або чекати зниження концентрації Xe .

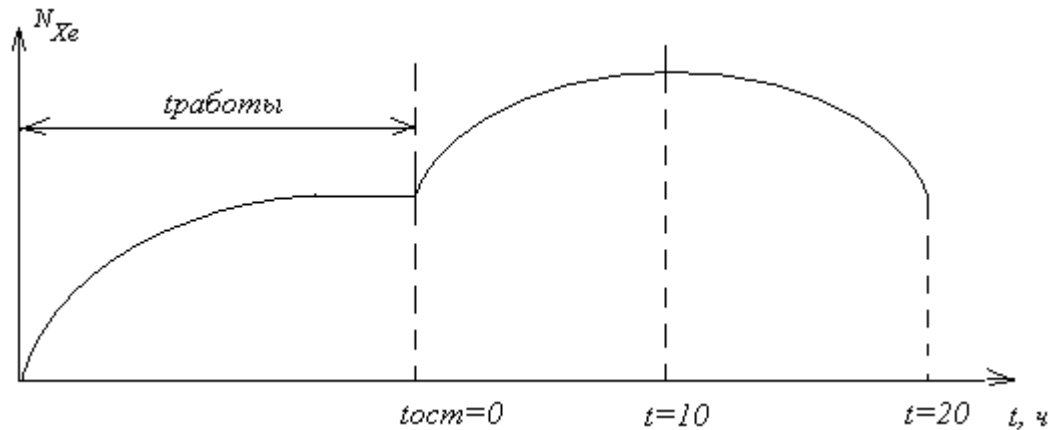


Рис. 2.1 - Зміна концентрації ядер Xe-135 під час роботи реактора і після його зупинки.

Негативний ефект "йодної ями" послаблюється, якщо зменшити швидкість зниження потужності. Таким чином, отруєння $^{135}_{54}\text{Xe}$ істотно впливає на маневрені властивості реактора.

Зміну потужності ядерних реакторів, а тим більше пуск і зупинка, проводять з урахуванням швидкості зміни температури конструкційних матеріалів, щоб не викликати знакозмінні напруги в товстостінних деталях. В результаті виникає втомленість металу і пониження міцності. Тому у ряді конструкцій реакторів число пусків і зупинок обмежується як протягом року, так і під час всього періоду роботи.

10. Реактор, як правило, забезпечується набором захистів, що припиняють ядерну реакцію при відхиленні ряду параметрів від гранично допустимих значень (температури, тиску, нейтронного потоку і ін.).

11. **Нерівномірність** нейтронного потоку і, отже, тепловиділення по активній зоні реактора. В центрі реактора нейтронний потік значно більше, ніж на периферії за рахунок витоку нейтронів за межі активної зони. Дещо знижує цю нерівномірність наявність відбивача нейтронів на межі активної зони.

Відбивач звичайно виконується з того ж матеріалу, що і сповільнювач. В реакторах на швидких нейтронах сповільнювач відсутній, і активна зона оточується зоною відтворення, що складається з природного або збідненого по

ізоотопу $^{235}_{92}\text{U}$ урану, що ділиться. В цьому випадку нейтрони, що покидають активну зону, напрацьовують в зоні відтворення нове ядерне паливо. З метою вирівнювання профілю нейтронного потоку за радіусом активної зони застосовується нерівномірне збагачення паливних касет за радіусом зони - більше збагачення на периферії і менше в центрі. Таке нерівномірне збагачення називається **фізичним профілюванням зони**. В результаті профіль енерговиділення виходить більш плоским.

При однаковому збагаченні по радіусу застосовується також **гідравлічне профілювання** - неоднаковий розподіл теплоносія по касетах. В центральні касети, де більше тепловиділення, прямує більше теплоносія, в периферійні - менше. Таким чином забезпечується однакова температура теплоносія в різних точках на виході з активної зони.

На рис. 2.2 і 2.3 наводиться розподіл питомого нейтронного потоку Φ , отже, тепловиділення за радіусом q_R і висотою q_z активної зони в однорідній циліндровій активній зоні.

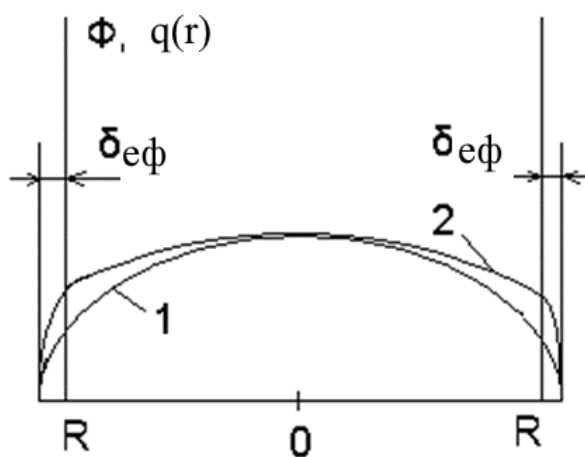


Рис. 2.2 - Розподіл нейтронного потоку і тепловиділення по радіусу активної зони циліндрового реактора:

- 1 - однакове збагачення касет;
- 2 - профільоване збагачення.

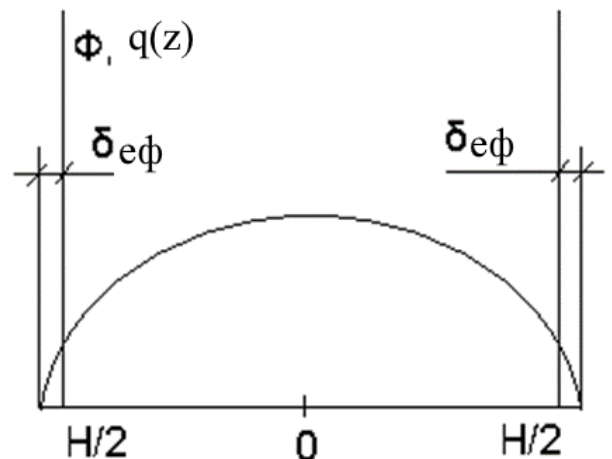


Рис. 2.3 - Розподіл нейтронного потоку і тепловиділення по висоті однорідної активної зони циліндрового реактора.

Для непрофільованої зони розподіл нейтронного потоку описується виразом:

$$\Phi(r, z) = \Phi_0 \cdot I_0\left(\frac{2.405 \cdot r}{R_0 + \delta_{\text{еф}}}\right) \cdot \cos \cos(\beta_c \cdot z), \quad (2.1)$$

де Φ_0 - нейтронний потік в центрі активної зони;

R_0 - радіус активної зони;

$\delta_{\text{еф}}$ - ефективна добавка (екстрапольований розмір активної зони, на якому нейтронний потік перетворюється в "0");

r і z - поточні радіус і координата за висотою. Для визначення z приймається, що початок координат знаходиться в центрі активної зони.

$$\beta_c = \frac{\pi}{H_0 + 2\delta_{\text{еф}}} \quad (2.2)$$

H_0 - висота активної зони.

I_0 - функція Бесселя нульового порядку.

З (2.1) витікає, що за радіусом нейтронний потік змінюється за функцією Бесселя, а за висотою – за функцією косинуса.

2.2. Основні елементи ядерного реактора та їх матеріали

Основним елементом ядерного реактора є активна зона, в якій знаходиться ядерне паливо, розміщене в тепловидільних елементах (твелах). Твели збираються в тепловидільні збірки (ТВЗ) або касети. ТВЗ і твели омиваються теплоносієм, який відводить теплоту, що виділяється в твелах у результаті ядерних реакцій. Частіше всього ТВЗ і твели розташовуються вертикально, утворюючи правильну решітку.

У якості ядерного палива можуть використовуватися:

- металевий уран U;
- двоокис урану UO_2 ;
- карбід і дікарбід урану UC, UC_2 , оксикарбід урану UCO;
- мононітрид урану UN;
- інтерметалідне паливо (U+Al+Be);
- MOX-паливо ($\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$)

За нашого часу в реакторах на теплових нейтронах частіше за все використовується двоокис урану. Її достоїнства:

- сумісність з конструкційними матеріалами і теплоносіями;
- пориста структура, що допускає достатньо глибоке вигорання і утримання газоподібних продуктів ділення.

Недолік - низька теплопровідність.

Температура плавлення двоокису урану $\sim 2800^\circ\text{C}$, густина від 6640 до 10970 кг/м^3 залежно від способу виготовлення. Збагачення палива коливається від 0,7 % у природному урані до 4-5 % в реакторах на теплових нейтронах і до 20-23 % в реакторах на швидких нейтронах.

Металевий уран використовувався в перших типах газо охолоджуваних реакторів, температура плавлення 1135°C , густина кованиого урану 19050 кг/м^3 , литого - 18600 кг/м^3 . Металевий уран існує в 3-х фазах: α , β , γ . α -фаза існує до температури 667°C ; β -фаза - до $772-774^\circ\text{C}$, при більш високих температурах уран переходить в γ -фазу. При опроміненні нейтронами в реакторі металевий уран розпухає, його густина і теплопровідність зменшуються, метал стає крихким. Він активно взаємодіє з водою і повітрям. Для поліпшення його властивостей застосовується легування урану алюмінієм, хромом, берилієм, залізом і ін.

Карбіди і дікарбіди урану за нашого часу застосовуються у високотемпературних газо охолоджуваних реакторах. Карбіди урану мають

більш високу, в порівнянні з двоокисом урану, густину і значно більш високу теплопровідність. Недолік - висока хімічна активність з багатьма реакторними матеріалами.

Найбільш важливими теплофізичними властивостями матеріалів ядерного палива є коефіцієнт лінійного розширення, теплоємність і теплопровідність. Коефіцієнт лінійного розширення UN дещо менше коефіцієнта лінійного розширення змішаного нітриду ($U_{0,8}, Pu_{0,2}$) N, а величини теплоємності і теплопровідності при високих температурах помітно вище для UN, ніж для змішаного нітриду. Із порівняння температурних залежностей теплопровідності UO_2 , UC і UN випливає, що теплопровідність UO_2 і UC зменшується з ростом температури, а теплопровідність UN збільшується. Що стосується абсолютних значень, то UO_2 має низьку теплопровідність, UC - проміжну і UN - високу.

У перспективі, у міру накопичення плутонію, можливе його використання як ядерного палива.

Серед сучасних напрямів розвитку advanced fuels technologies (передових технологій палива) потрібно насамперед виокремити такі концепції, як-то стійке до аварій паливо (Accident Tolerant Fuel, ATF), триструктурне ізотропне паливо (TRi-structural ISOtropic, TRISO) та паливо із збільшеним вмістом низько збагаченого урану (High-Assay Low-Enriched Uranium, HALEU).

ATF. Відмови ядерного палива (ЯП), переважно, відбуваються не через пошкодження самої паливної таблетки, а через оболонку, яка інкапсулює паливо та відокремлює його від теплоносія першого контуру. Несправності ЯП, здебільшого, хоч і не мають істотного значення для безпеки АЕС, утім негативно впливають на економіку роботи цієї станції, і навіть можуть призводити до обмеження потужності енергоблока або зупинки та заміни тепловидільних збірок.

Зокрема ЯП концепції ATF виникла як відповідь на вирішення проблем високотемпературної парової корозії для стандартних матеріалів оболонки ЯП легководних реакторів на основі цирконієвих сплавів в умовах важкої аварії.

ЯП концепції ATF визначається як паливо, яке може витримати важку аварію в активній зоні реактора протягом більш тривалого періоду часу, ніж поточна конструкція твел із паливною таблеткою з діоксиду урану (UO_2) в оболонці з цирконієвого сплаву, зберігаючи або покращуючи характеристики ЯП під час нормальних умов експлуатації, перехідних та аварійних режимів. Концепції розвитку ATF спрямовані на зниження температури ЯП та виділення газоподібних продуктів поділу (fission gas release, FGR) під час нормальних умов експлуатації завдяки зменшенню швидкості окиснення оболонки зі сторони пароповітряної суміші під час високотемпературних перехідних процесів та аварійних режимів. Отже, концепція оболонки твел ATF повинна забезпечити:

- зменшення корозії та накопичення водню за нормальних режимів експлуатації;
- збереження або покращення фізико-механічних властивостей під впливом опромінення в кінці циклу;
- незначний вплив на нейтронний баланс в активній зоні;

- суттєве зниження кінетики окислення водяною парою.

Напрями розвитку ATF стосуються новітніх розробок та удосконалень як матеріалу оболонки твел, так і самої паливної таблетки. Серед сучасних розробок конструкцій оболонок твел потрібно виокремити передусім удосконалені Zr-сплави та сплави з покриттям, advanced сталі, тугоплавкі метали, SiC та SiC/SiC-композитні оболонки.

Сплави з покриттям (на основі Zr). Дослідження покриттів на сплавах на основі Zr з метою підвищення стійкості до аварій ЯП, що проводяться в останні роки, загалом можна поділити на дві категорії:

- металеві покриття: чистий Cr;
- сплави Cr: бінарний сплав Cr-Al;
- багатшарові FeCrAl та Cr/FeCrAl;
- керамічні покриття: нітриди: CrN, TiN, TiAlN, CrAlN або кілька шарів різних нітридів; так звані MAX-фази: Ti_2AlC , Cr_2AlC , Zr_2AlC , Zr_2SiC .

Феритні сплави (FeCrAl). Твел з оболонкою зі сплаву FeCrAl з паливною таблеткою з UO_2 також є доволі перспективними зважаючи на властивості, які відповідають або перевищують поточні технічні вимоги до конструкції ЯП, забезпечуючи водночас підвищений рівень безпеки під час проєктних та важких аварій.

SiC/SiC-композитна оболонка. Кераміка на основі карбіду кремнію (SiC) високої чистоти та її композити (SiC-матриця армована SiC волокнами, SiC/SiC) мають чудові високотемпературні властивості, хорошу стійкість до опромінення, низьку активацію та інші відмінні фізичні/хімічні властивості.

Удосконалення паливної таблетки UO_2 . До напрямів удосконалення властивостей паливних таблеток ATF входять покращення утримання продуктів поділу та мінімізація взаємодії гранул із оболонкою. Наразі в усьому світі пропонуються та оцінюються різні концепції, щоб відповідати цим вимогам і, зрештою, пом'якшити наслідки аварії. Серед цих концепцій привабливим техніко-економічним рішенням вважається використання оксидних добавок в UO_2 .

Для легування гранул UO_2 , спрямованого на збільшення розміру зерна та покращення в'язко пластичної поведінки, потрібно звернути увагу на застосування оксиду хрому Cr_2O_3 в межах спільної французької програми AREVA-CEA-EDF та Al_2O_3 - Cr_2O_3 в паливних таблетках ADOPT компанії «Westinghouse».

Дослідження триструктурного ізотропного палива (TRISO)

Окремої уваги на сьогодні заслуговують розробки та дослідження триструктурного ізотропного палива (TRISO), що історично розробляється в межах різних програм, насамперед для високотемпературного газо охолоджуваного реактора (ВТГР чи HTGR), та яке демонструє чудові показники здатності утримувати газоподібні продукти поділу завдяки наявності кількох шарів керамічного покриття, яке є хімічно стабільними та механічно міцними за дуже високої температури і дуже високого вигорання.

Філософія утримання радіонуклідів за нормальних умов експлуатації та аварійних режимів принципово відрізняється для HTGR та LWR – у LWR функції фізичного бар'єра значною мірою покладено на оболонку ЯП, корпус

реактора під тиском і захисну оболонку, а HTGR розроблено з властивими для самого паливного елементу бар'єрами. Кожна частинка ЯП покладається на власний «корпус» під тиском у формі кулі з покриттям SiC для утримання продуктів поділу. Застосування надійної форми та покриття ЯП є на цей час викликом для розробки і реалізації TRISO-SiC-композитного палива для LWR. Для забезпечення стабільності розмірів та захисту від впливу середовища в умовах експлуатації LWR у концепції композитного палива TRISO-SiC частинки TRISO вбудовані в матрицю SiC, а не в графітову матрицю. SiC розглядається як перспективний матеріал для застосування в ядерних реакторах, особливо завдяки його міцності за високих температур, високої теплопровідності та стійкості до нейтронного опромінення. У разі використання в LWR гранули з композиту TRISO-SiC будуть міститися в металевій або керамічній оболонці.

Паливо зі збільшеним вмістом низько збагаченого урану (HALEU)

Одним із методів підвищення економічної ефективності, насамперед малих модульних реакторів та мікро реакторів, є збільшення тривалості циклу завдяки збільшенню вигорання палива, що вимагає збільшення збагачення ^{235}U понад 5 %. Ці види ЯП, відомі як паливо із збільшеним вмістом низько збагаченого урану (HALEU), спричиняють неабиякий інтерес у енергогенеруючих компаній, оскільки вони містять більше подільного матеріалу, можуть забезпечити збільшення коефіцієнта встановленої потужності завдяки збільшенню виробництва енергії в активній зоні між перевантаженнями та зменшити витрати на ЯП. І хоча виробництво паливної збірки буде дорожчим, у кінцевому підсумку збільшення вигорання палива, найімовірніше, призведе до зниження питомої вартості ЯП на одиницю виробленої енергії.

У якості конструкційних матеріалів в активній зоні ядерного реактора використовуються звичайно матеріали, що мають малий переріз поглинання нейтронів. Крім того, до цих матеріалів пред'являються звичайні вимоги: висока теплопровідність, необхідна механічна міцність, радіаційна і корозійна стійкість, сумісність з ядерним паливом і теплоносієм.

Для виготовлення оболонки твелів в реакторах з водяним теплоносієм застосовуються **цирконій** і його сплави (цирконій, легований ніобієм, циркалой). Їх практичне використання обмежується граничною температурою 400 °C. При більш високій температурі починається паро-цирконієва реакція з виділенням водню (>1200 °C). Для алюмінієвих сплавів температурна межа складає 225...250 °C. Магній і його сплави задовільно працюють в газовому середовищі при температурах до 500 °C, але розчиняються у воді і тому не застосовуються в реакторах з водяним теплоносієм. При більш високій температурі теплоносія використовуються аустенітні нержавіючі сталі. Ці ж сталі використовуються зовні активної зони у водоохолоджуваних реакторах. Нарешті, у високотемпературних реакторах основним конструкційним матеріалом є графіт, а також легovanі високотемпературні сталі і сплави.

У активній зоні реактора знаходяться також **органи регулювання**. Для них застосовуються матеріали з великим перерізом поглинання нейтронів. Це ізомери бору, гафнію, кадмію, танталу і деяких рідкоземельних елементів -

європію, гадолінію, диспрозію і ін. Широке вживання в реакторах з водяним теплоносієм знайшла сталь з масовим вмістом бору до 3-х % або карбід бору у вигляді пресованого порошку в оболонці з нержавіючої сталі або алюмінію.

Активна зона реактора поміщається в міцний корпус з металу або попередньо напруженого залізобетону. Металевий корпус реактора виконується з легованої сталі перлітного класу. На внутрішню поверхню корпусу у водоохолоджуваних реакторах звичайно наноситься плакіровка з нержавіючої сталі, що перешкоджає корозії. Корпуси із заздалегідь напруженого залізобетону покриваються всередині ізоляцією і обшиваються металевим листом. Активна зона реактора оточується **відбивачем нейтронів**, в якості якого використовується звичайно та ж речовина, що і для сповільнювача, і сталеві конструкції. В реакторах на швидких нейтронах як відбивач використовується зона відтворення, що оточує активну зону. В зоні відтворення розміщуються касети з твелями, в яких замість палива знаходиться природний або збіднений за ізотопом $^{235}_{92}\text{U}$ уран.

Як **сповільнювач**, як правило, використовуються звичайна і важка вода, графіт, берилій і оксид берилію. Основні вимоги, що пред'являються до сповільнювача, - висока **здатність до уповільнення** і мале поглинання нейтронів. Числовими характеристиками цих вимог служать здатність до уповільнення $\xi\Sigma_s$ і **коефіцієнт уповільнення** $K_y = \xi\Sigma_s / \Sigma_a$.

Основні властивості вживаних сповільнювачів приводяться в табл. 2.3.

Таблиця 2.3 - Основні характеристики деяких сповільнювачів при енергії нейтронів 1 еВ (для $\xi\Sigma_s$) і 0,0253 еВ (для K_y)

Речовина	Густина, г/см ³	Уповільнююча здатність, $\xi\Sigma_s$, см ⁻¹	Коефіцієнт уповільнення, $K_y = \xi\Sigma_s / \Sigma_a$
Легка вода	1,0	1,35	61
Важка вода	1,1	0,188	4300
Графіт	1,6	0,064	170
Берилій	1,85	0,155	125
Оксид берилію	2,96	0,120	170

Тут ξ - логарифмічний декремент уповільнення, або логарифм втрати нейтроном енергії на одне зіткнення:

$$\xi = \ln(\Delta E / E),$$

де ΔE - втрата енергії нейтроном при одному зіткненні;

E - енергія нейтрона перед зіткненням;

Σ_s - макроскопічний переріз розсіяння нейтронів;

Σ_a - макроскопічний переріз поглинання нейтронів.

З даних табл. 2.3 витікає, що щонайвищу уповільнюючу здатність має легка вода, проте вона істотно поглинає нейтрони. Отже, реактори з водним сповільнювачем будуть мати мінімальними габаритами, але вимагають збагаченого урану. Важка вода має максимальний коефіцієнт уповільнення, але

невелику уповільнюючу здатність. Тому реактори з важководяним сповільнювачем повинні мати відносно великі розміри, можуть використовувати як паливо природний уран і при цьому допускають вживання конструкційних матеріалів, поглинаючих нейтрони. Ще більші розміри повинні мати реактори з графітовим сповільнювачем, але вони вже вимагають збагаченого палива. З нейтронно-фізичної точки зору хорошим сповільнювачем є берилій і оксид берилію, тим паче, що використання берилію забезпечує додаткову генерацію нейтронів внаслідок реакцій (α, n) і (γ, n) . Проте через високу вартість, токсичність і хімічну активність у контакті з водою в енергетичних реакторах ці речовини не використовуються.

Як теплоносії в реакторах використовуються звична і важка вода, вуглекислий газ і гелій, а в реакторах на швидких нейтронах - рідкий метал.

Основні вимоги до теплоносія:

- хороший тепловідвід;
- сумісність теплоносія з конструкційними матеріалами і ядерним паливом;
- низька корозійна активність, термічна і радіаційна стійкість;
- слабе поглинання нейтронів, а в реакторах на швидких нейтронах і низька уповільнююча здатність;
- доступність і помірна вартість;
- невисокий тиск.

Жоден теплоносій не задовольняє всім вимогам, вибір теплоносія завжди є результатом компромісу.

2.3. Класифікація ядерних реакторів

Реактори класифікуються за призначенням, спектром нейтронів, що викликають ділення ядер, за видом сповільнювача, теплоносія, конструкційними ознаками.

За призначенням реактори класифікуються на енергетичні, транспортні, промислові, експериментальні, дослідницькі, матеріалознавчі, імпульсні, учбові, демонстраційні, багатоцільові.

Енергетичні реактори, головним призначенням яких є вироблення енергії, в першу чергу повинні задовольняти вимогам високої економічності термодинамічного циклу. Транспортні реактори є джерелом енергії для руху транспортних засобів. Вони повинні бути компактні, маневрові. Промислові реактори призначені для виробництва нових матеріалів, включаючи радіоактивні ізотопи, або використовуються як джерело іонізуючого випромінювання для опромінення матеріалів і виробів. Ці реактори низькотемпературні, часто працюють у форсованому режимі. Експериментальні реактори призначені для використання як об'єкт досліджень для отримання даних по фізиці і технології реакторів, необхідних для проектування і розробки реакторів подібного типу або їх складових частин. Дослідницькі реактори призначаються для проведення фундаментальних і прикладних досліджень, при яких нейтрони і γ -кванти використовуються, як інструмент або об'єкт досліджень. Вони повинні бути високо потоковими і допускати можливість

виділення пучків нейронів з певною енергією. До реакторів матеріалознавчих відносять дослідницькі реактори, призначені для вивчення властивостей матеріалів в полях нейтронного і гамма-випромінювання, у тому числі для проведення випробувань тепловідільних елементів і збірок. Імпульсний реактор призначений для отримання регульованих в часі імпульсів потужності. Багатоцільові реактори поєднують в собі різні вимоги кожної спрямованості.

За **спектром нейтронів**, що викликають ділення ядер, реактори діляться на реактори, що працюють на теплових, проміжних і швидких нейтронах. Найбільше поширення набули реактори на теплових нейтронах. Реактори на швидких нейтронах розглядаються в даний час як перспективний тип реакторів, що забезпечують розширене відтворення пального. Реактори на проміжних нейтронах не знайшли розповсюдження і використовуються в даний час тільки в окремих дослідницьких та транспортних установках.

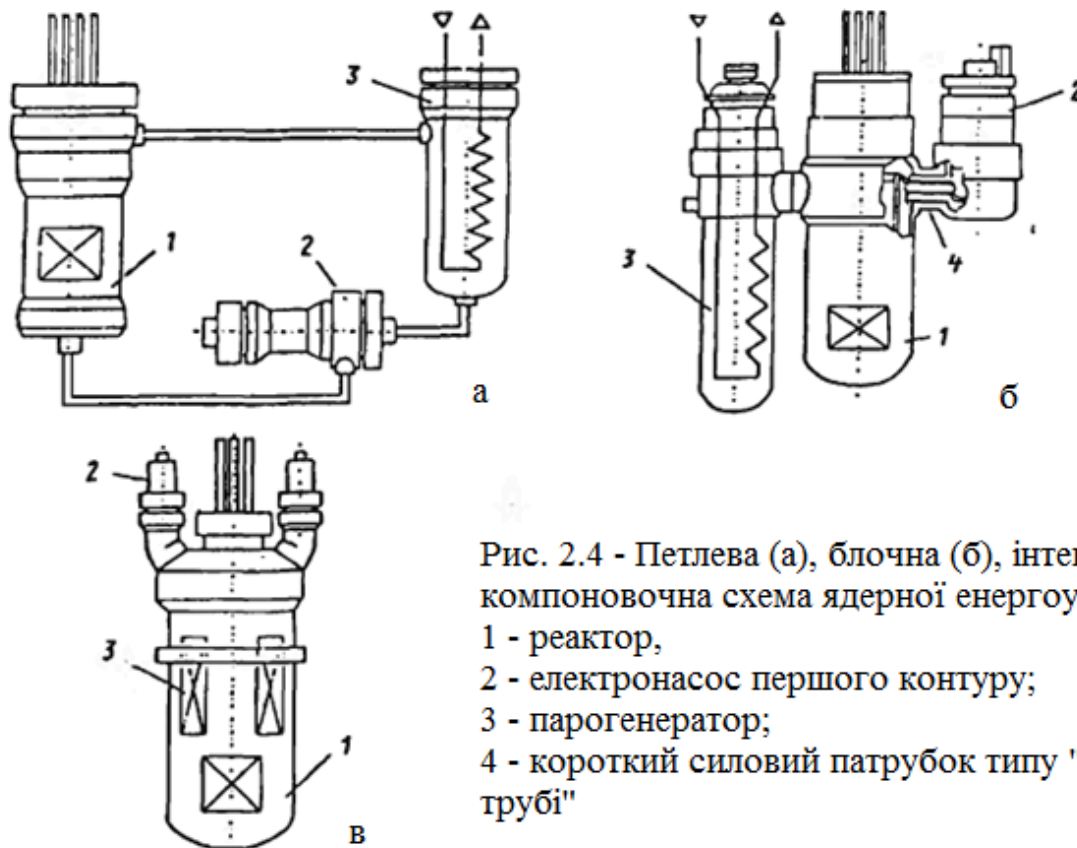
Класифікація за **сповільнювачем** зводиться до реакторів з легководним сповільнювачем (звичайна вода), важководним сповільнювачем і графітним. Найбільше поширення набули реактори з водяним сповільнювачем, потім графітним і, нарешті, важководним.

За **теплоносієм** реактори діляться на реактори з легководним теплоносієм, важководним, газовим і рідкометалевим. Перші три типи теплоносіїв застосовуються в реакторах, що працюють на теплових нейтронах, рідкометалевий теплоносій - частіше всього натрій - застосовується в реакторах на швидких нейтронах. Вживання натрію пов'язано з високим питомим тепловиділенням в реакторах на швидких нейтронах і проблемами тепловідводу.

За **конструктивним виконанням** реактори діляться на корпусні і каналні. В корпусних реакторах під тиском теплоносія знаходиться корпус реактора, в каналних - корпус розвантажений від тиску теплоносія і останній протікає в окремих каналах, розміщених в сповільнювачі. Найбільше поширення в даний час набули корпусні реактори.

Реактори з водяним теплоносієм діляться на реактори з водою під тиском і киплячі. Найбільше поширення набули за нашого часу реактори з водою під тиском, корпусні, з водяним сповільнювачем і теплоносієм. Менш поширені корпусні киплячі реактори і каналні киплячі реактори. Останні – це реактори з графітовим сповільнювачем - застосовуються тільки в РФ та Україні (Чорнобильська АЕС).

За типом **компоновки**: петльова, блочна, інтегральна (рис. 2.4). При петльовій компоновці обладнання першого контуру з'єднується трубопроводами. При блокової компоновці – патрубками типу «труба в трубі». При інтегральній все обладнання першого контуру знаходиться в одному корпусі.



Нарешті, менш поширена класифікація по структурі активної зони. За цією ознакою розрізняють реактори **гетерогенні і гомогенні**. В гетерогенних реакторах паливо, сповільнювач і теплоносії відокремлені один від одного, і ТВЗ розташовуються у вигляді правильних ґрат в сповільнювачі. Практично всі працюючі за нашого часу реактори відносяться до гетерогенного типу. В гомогенних реакторах паливо і теплоносії змішані. Звичайно суміш палива і теплоносія використовується у вигляді розплаву, тонкої суспензії або розчину. Прикладом гомогенного реактора є рідкосільовий реактор, в якому теплоносієм є паливна сіль. Можливі варіації використання сповільнювача і теплоносія у реакторах приводяться в табл. 2.4.

З урахуванням дослідницьких реакторів в світі зараз працює біля 450 ядерних реакторів, а сумарний світовий досвід їх експлуатації досяг величини ~6500 реакторо-років. При цьому велика частина доводиться на водо-водяні реактори з водою під тиском (за кількістю та потужністю 60 и 64 % відповідно).

Таблиця 2.4 - Можливе поєднання використання сповільнювача і теплоносія в ядерних реакторах

Сповільнювач	Теплоносії			
	H ₂ O	D ₂ O	Газ	Рідкий метал
H ₂ O	+	-	-	-
D ₂ O	+	+	+	-
Графіт	+	-	+	-
Відсутній	-	-	+	+

На частку водо-водяних киплячих реакторів (24 % за кількістю) доводиться 26 % виробленої енергії. На частку важководних реакторів з важководним теплоносієм (11 % від загальної кількості реакторів) доводиться 4,5 % виробленої на АЕС енергії. Потім за кількістю і сумарній потужності йдуть газоохолоджувані реактори, важководні реактори із звичайною водою у якості теплоносія і реактори на швидких нейтронах. Серед газових теплоносіїв найбільше поширення набув вуглекислий газ. Проте у високотемпературних газо охолоджуваних реакторах у якості теплоносія може застосовуватися тільки гелій. Передбачається вживання гелію і в газо охолоджуваних реакторах на швидких нейтронах.

На рис. 2.5 представлена еволюція розвитку ядерних реакторів.

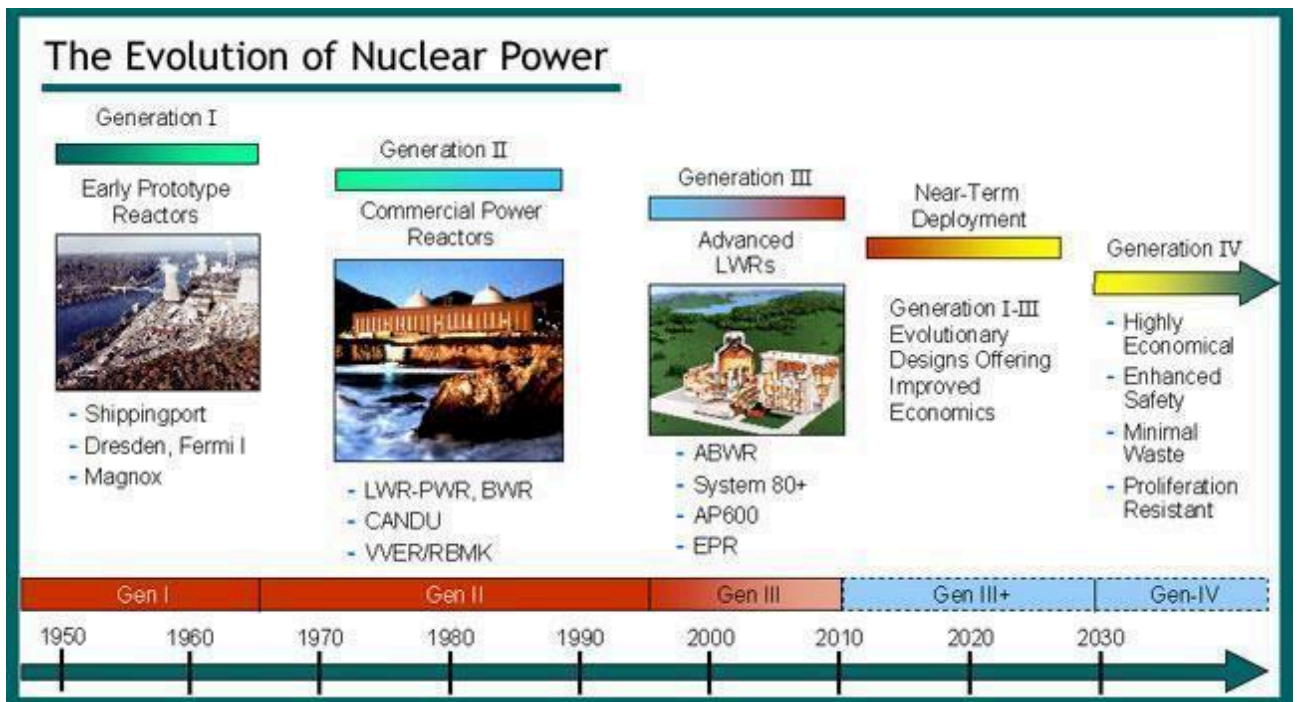


Рис. 2.5 – Еволюція розвитку ядерних енергетичних реакторів

Реактори першого покоління – це PWR (Pressure Water Reactor) (АЕС Shipping Port в США, Dresden у ФРН), газографітові реактори магноксового типу (у Великобританії) були введені в період з 1950 по 1965 рік.

Друге покоління рахується з 1965 року по 1995 р.: PWR, BWR (Boiling Water Reactor), CANDU (Canadian Deuterium Uranium), ВВЭР та РБМК. З 1995 року вводилися реактори III покоління, до яких можна віднести advanced BWR, System 80+, AP600 (Advanced Passive), EPR (European Power Reactor).

До реакторів покоління III+ відносяться AP-1000, EPR-1600, ВВЭР-1200. Задачею IV-го покоління реакторів є висока економічність, забезпечена безпека, мінімальні відходи та захист від розповсюдження. До реакторів IV -го покоління за підтримкою МАГАТЕ відносяться (рис. 2.6) три типу реакторів на швидких нейтронах з натрієвим, свинцевим на газовим теплоносієм, високотемпературні реактори, ВВЕР на зверхкритичному тиску та рідкосільовий реактор.

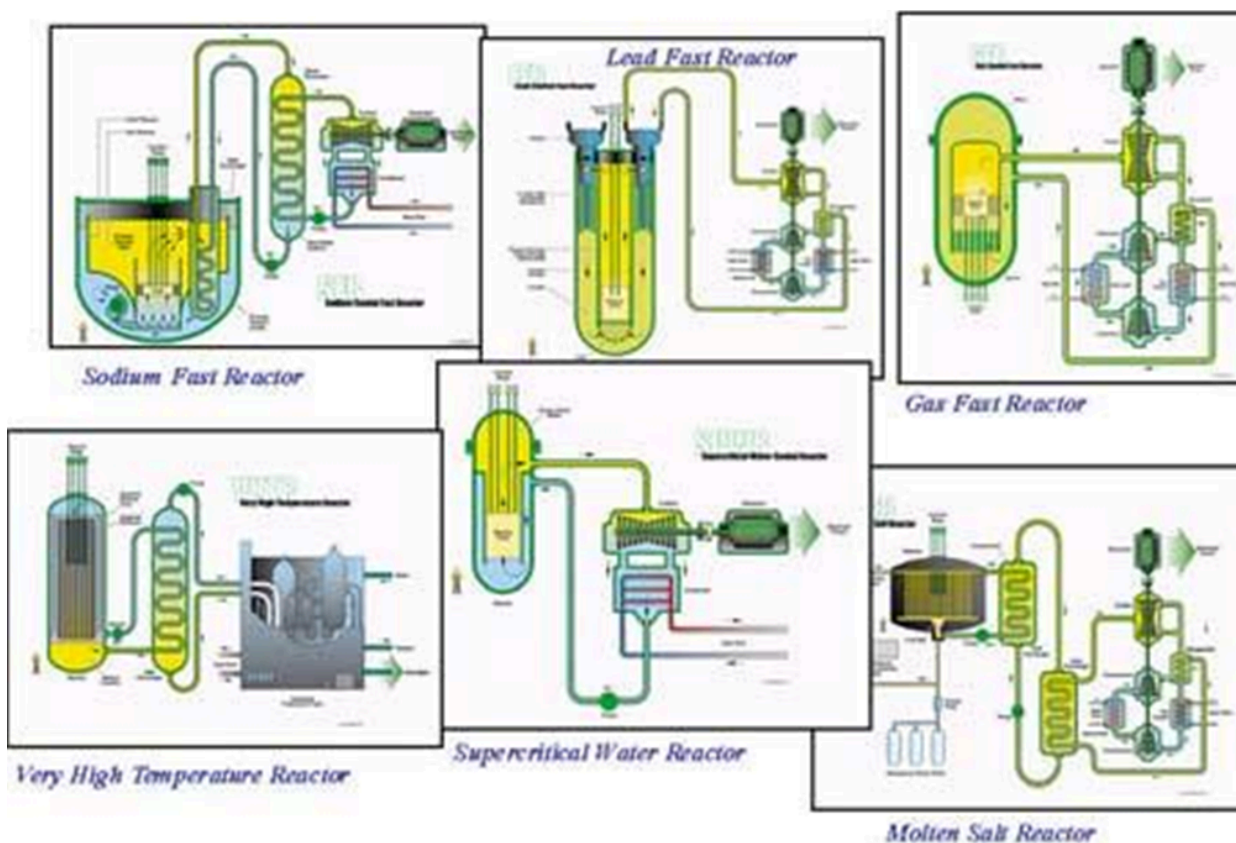


Рис. 2.6 – Типи реакторів IV-го покоління, затверджені МАГАТЕ

Література

1. Верхівкер Г.П., Кравченко В.П. Основи розрахунку та конструювання ядерних енергетичних реакторів. – Одеса: ТЕС, 2009.
2. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы. – К.: КПИ, 1997. С. 12-13, 14-23.
3. Овдiєнко Ю. М., Шевченко І. А., Гуменюк Д. В., Печериця О. В., Єременко М. Л., Шепiтчак А. В., Кондратюк В. А. Кваліфікація удосконаленого ядерного палива: перспективи та виклики. /Ядерна та радіаційна безпека. – 2023. №3. С. 4-15.

Контрольні питання до лекції 2.

1. Яка особливість ЯР забезпечує можливість використання в космосі та під водою.
2. Яка особливість ЯР дозволяє розміщувати АЕС на великому відстані від джерела сировини.
3. Чому при роботі реактора треба охолоджувати не тільки активну зону, а й біологічний захист, органи регулювання тощо?
4. Що таке "отруєння" і що таке "шлакування" ядерного реактора?
5. Що називається "йодною" ямою і внаслідок чого вона утворюється?
6. Що називається саморегулюваністю ядерного реактора?
7. Що називається "ефективною добавкою"?

8. За яким законом змінюється питоме тепловиділення за радіусом непрофільованої активної зони.
9. Що таке "профільовання" активної зони і які види профільовання Ви знаєте?
10. Чим відрізняються корпусні і каналні реактори?
11. Який з реакторів на теплових нейтронах має саму компактну активну зону?
12. Які реактори можуть працювати на природному урані і чому?

ЛЕКЦІЯ 3

Тема: ОСОБЛИВОСТІ ВОДО-ВОДЯНИХ РЕАКТОРІВ

Мета заняття: Ознайомлення з особливостями води як теплоносія, з ВХР першого контуру, особливостями ВВЕР.

План лекційного заняття	1. Переваги та недоліки води як теплоносія та сповільнювача. 2. Водно-хімічний режим 1-го контуру. 3. Особливості ВВЕР.
--------------------------------	---

Переважає розповсюдження водо-водяних реакторів пояснюється властивостями води як теплоносія і сповільнювача нейтронів:

- найдешевший теплоносій;
- висока теплоємність $c_p = 4,19$ кДж/кг;
- добре вивчені властивості,
- широко поширена,
- хімічно малоактивна,
- задовільні нейтронно-фізичні властивості води. Найвища серед інших сповільнювачів сповільнююча здатність дозволяє виконувати водо-водяні реактори компактними, з високим питомим енерговиділенням;
- хороший теплоносій, що забезпечує при відносно невисоких витратах на прокачування високі значення коефіцієнта тепловіддачі;
- мала наведена активність. Радіоактивні ізотопи кисню і азоту, що утворюються при нейтронному опроміненні, мають малі періоди напіврозпаду (це в основному $^{16}_7N$, що утворюється за реакцією $^{16}_8O + ^1_0n \rightarrow ^{16}_7N + ^1_1p$ і має $T_{1/2} = 7,35$ с, і $^{19}_8O$, що утворюється за реакцією (n, γ) із $^{18}_8O$ з $T_{1/2} = 29,4$ с);
- властивість саморегульованості (внутрішньої стійкості) водо-водяних реакторів у зв'язку з негативним температурним коефіцієнтом реактивності, модуль якого зростає у міру зростання температури. Іншими словами, чим вище температура сповільнювача, тим нижче його густина і тим менше уповільнююча здатність.

Проте вода має і недоліки:

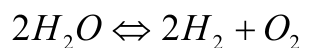
- істотне захоплення нейтронів воднем, що призводить до необхідності використання тільки збагаченого, а, отже, і більш дорогого палива.
- корозійна активність і сильна взаємодія з металевим паливом, що примушує застосовувати двоокис урану і нержавіючу сталь як конструкційний матеріал.
- при низьких температурах і при кипінні утворюється велика кількість газоподібних продуктів радіолізу води, які утворюють так звану гримучу суміш;
- для реакторів з водою під тиском без кипіння серйозним недоліком є високий тиск в корпусі при прийнятних температурах;
- відносно невисокі температури теплоносія в реакторах з водою під тиском зумовлюють відсутність перегріву пари, що йде на турбіни, а значить, і

невисокий ККД термодинамічного циклу, необхідність осушення пари в процесі розширення, обмеження потужності турбіни і числа обертів;

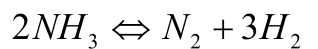
- теплові потоки у водо-водяних реакторах істотно обмежуються кризою теплообміну;
- в цих реакторах потрібна велика кількість органів регулювання для компенсації надмірної реактивності при переході від гарячого стану, працюючого на повній потужності отруєного реактора, до холодного стану.

Особливістю водо-водяних реакторів є періодичне (1 раз на 1-1,5 роки) повне або часткове перевантаження палива, що вимагає ущільнення реактора, попереднього розхолодження і зняття кришки. Це призводить до завищеного збагачення палива, збільшеної кількості компенсуючих органів, зупинки реактора на перевантаження на строк до одного місяця. Перевантаження палива звичайно проходить під шаром води, що забезпечує достатній захист персоналу.

Ряд важливих проблем водо-водяних реакторів пов'язаний з хіміко-корозійними властивостями води і поведінкою домішок, що знаходяться в теплоносії і на поверхнях контуру. Від цього залежать матеріали, які вибирають, допустимі теплові потоки, доступність для обслуговування і ремонту, необхідні системи очищення. Щоб не припуститися сильного радіоактивного забруднення 1-го контуру, необхідно знижувати концентрацію домішок, які сильно активуються, виключити застійні ділянки, в яких вони можуть накопичуватися. Відкладення домішок в зазорах рухомих деталей може ускладнювати їх рухливість, а відкладення їх на поверхнях нагріву погіршує теплообмін і може призвести до небезпечного підвищення температури оболонки твелів. Досвід роботи водо-водяних реакторів показав, що їх надійність може бути забезпечена відповідним водно-хімічним режимом, роль якого при експлуатації реакторів важко переоцінити. **Основною реакцією, що робить вплив на корозійну активність води, є реакція радіолізу води:**

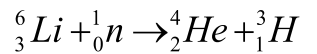


Ця реакція зворотна, проте, для її пригнічення звичайно у воду дозують аміак, що також піддається радіолізу:



Концентрація вільного кисню знижується також додаванням в теплоносії гідразину $N_2H_4 \cdot H_2O$. Введення гідразину в теплоносії особливо доцільне при попаданні у воду великих кількостей кисню, наприклад, при роботі на відкритому реакторі. Швидкість корозії знижується підтримкою лужного режиму у воді, що характеризується значенням рН на рівні 7-9,5. Проте значення рН більше 10 прискорюють корозію цирконієвих сплавів. Для підвищення рН у воду додають луги, тим паче, що для зниження кількості компенсуючих органів застосовується рідкий поглинач нейтронів - борна кислота H_3BO_3 . При виборі відповідного луги зупинилися на КОН, оскільки вживання NaOH призводить до сильної активації теплоносія за рахунок розпаду порівняно короткоживучого ізотопу $^{24}_{11}N$ а. При вживанні LiOH з ізотопу 6_3Li ,

що міститься в природному Li в кількості 7,5 %, утворюється тритій за реакцією:



Калій також активується нейтронами, утворюючи радіоактивний ${}^{42}_{19}\text{K}$ з періодом напіврозпаду 12,36 год. Проте переріз поглинання нейтронів калієм всього 1,19 барн, і вміст ізотопу ${}^{42}_{19}\text{K}$ в природному калії всього 6,41 %. Крім того, Li все одно з'являється у воді, в результаті поглинання нейтрона ядром бору. Так, наприклад, у воді 1-го контуру реактора ВВЕР-440 за кампанію накопичується до 800 г літію. Середні показники 1-го контуру у водо-водяних реакторах з водою під тиском наступні: рН = 7-9,5; концентрація калію 2-12 мг/кг; концентрація аміаку 3-20 мг/кг; концентрація кисню до 10 мкг/кг; концентрація водню до 10 мл/кг (за нормальних умов); концентрація хлоридів не більше 100 мкг/кг; концентрація борної кислоти до 8 г/кг; концентрація продуктів корозії в перерахунку на оксиди заліза не більше 200 мкг/кг в стаціонарному режимі і не більше 1000 мкг/кг при перехідних режимах.

У киплячих реакторах концентрація газоподібних домішок приблизно на порядок вище, ніж в реакторах з водою під тиском.

При розробці конструкції реактора були закладені наступні основні ідеї:

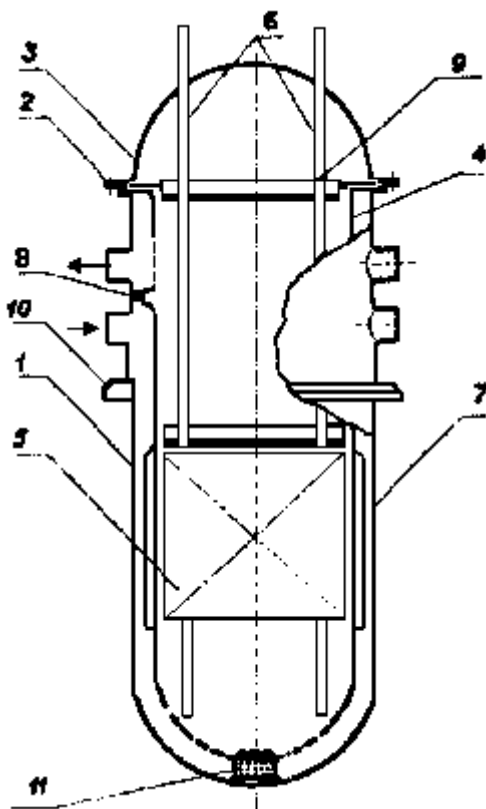


Рис. 3.1. Принципова конструктивна схема реактора ВВЕР

- напроти активної зони, де розміщується ядерне паливо, не мають бути ослаблення корпусу (патрубки, зварні шви);

- корпус має омиватися теплоносієм з найменшою температурою для забезпечення мінімальної товщини;

- патрубки мають бути над активною зоною, щоб запобігти оголення активної зони при втраті теплоносія;

- рух теплоносія вздовж активної зони має бути знизу-вверх для можливості використання природної циркуляції при відмові головного циркуляційного насоса.

Ці вимоги виконуються при використанні внутрішньо-корпусної шахти в конструкції (рис. 3.1).

Реактори PWR мають одну зовнішню різницю від ВВЕР: входні та вихідні патрубки знаходяться на одному рівні, що дозволяє виконати корпус декілька коротшим. Використовуються ТВЗ квадратного перерізу.

Конструкція реакторів типу ВВЕР

Це реактори корпусного типу, АкЗ з ВКП розміщується в товстостінному сталевому корпусі, що закривається знімною сферичною кришкою. На рис. 3.1 приводиться принципова схема реактора ВВЕР. Реактор складається з корпусу 1, фланцевого з'єднання 2, кришки 3, внутрішньо-корпусної шахти 4, активної зони 5, захисних труб 6 для органів регулювання, які компонуються в блок захисних труб (БЗТ) 9, екрану 7, розділового бурту 8, опорного бурту 10, конструкції для підтримки шахти 11. Відзначимо, що в тій або іншій конструкції окремі елементи можуть бути відсутні.

Вертикальний циліндровий корпус реактора має два ряди патрубків для підведення і відведення теплоносія. Теплоносій поступає в реактор через нижній ряд патрубків, по кільцевому простору між корпусом реактора і шахтою, підвішеною на фланці корпусу, опускається вниз і після повороту на 180° через перфорацію в днищі шахти поступає в активну зону. В активній зоні теплоносій омиває тепловидільні елементи (твел), які зібрані в тепловидільні збірки твелів (ТВЗ), нагрівається і через перфорацію в циліндровій поверхні підвісної шахти відводиться через верхній ряд патрубків. Корпус реактора охолоджується відносно холодною водою, рух теплоносія уверх забезпечує природну циркуляцію при відключенні головних циркуляційних насосів (ГЦН) і полегшує контроль основних параметрів на виході з активної зони. Щоб ТВЗ не спливали під дією перепаду тиску, їх головки упираються в нижню плиту БЗТ, який виконує роль натискного пристрою.

Література

1. Верхівкер Г.П., Кравченко В.П. Основи розрахунку та конструювання ядерних енергетичних реакторів. – Одеса: ТЕС, 2009.
2. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы. – К.: КПИ, 1997. С. 24-27.

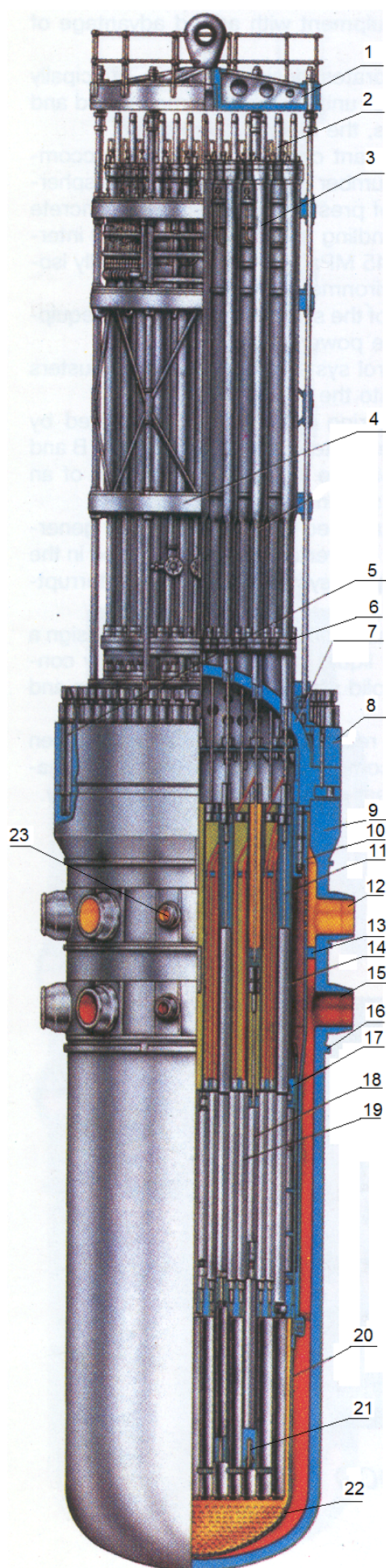
Контрольні питання до лекції 3

1. Яким чином здійснюється рідкісне регулювання.
2. Яким чином при використанні борної кислоти забезпечується рН більше 7?
3. Чому для ВХР 1-го контуру використовується калій, а не натрій?
4. Звідки при роботі реактора з'являється літій?
5. Чому внутрішня поверхня корпусу ЯР покривається нержавіючою сталлю?
6. Що таке криза теплообміну і чому вона неприпустима при роботі реактору?
7. Чому у ВВЕР достатньо високий тиск теплоносія, що викликає необхідність робити товсті стінки корпусу?
8. Який з внутрішньо-корпусних пристроїв забезпечує омивання корпусу «холодним» теплоносієм?
9. Яка особливість розміщення активної зони дозволяє при розриві трубопроводу, що підводить теплоносій, забезпечити охолодження активної зони, тобто не оголити ТВЗ?
10. Намалюйте конструкцію, яка дозволяє розмістити вхідні і вихідні патрубки на одному рівні.

Лекція 4

Тема: Конструкція реактору ВВЕР-440

Мета заняття: Ознайомлення з конструкцією реактора ВВЕР-440.



План лекційного заняття	1. Загальна конструкція реактора. 2. Призначення та конструкція корпусу, верхнього блоку, головного роз'єму, внутрішньо-корпусних пристроїв, органів регулювання.
--------------------------------	---

На рис. 4.1 представлений загальний вигляд реактору ВВЕР-440.

Рис. 4.1. Загальний вигляд реактора ВВЕР-440:

- 1 - траверса верхнього блоку реактора;
- 2 - датчик вказівки положення органу регулювання СУЗ;
- 3 - чохол приводу СУЗ;
- 4 - верхній блок;
- 5 - шпилька головного роз'єму;
- 6 - фланець кріплення чохла приводу СУЗ;
- 7 - кришка реактора;
- 8 - натискне кільце;
- 9 - фланець корпусу;
- 10 - шахта;
- 11 – проміжна штанга органу регулювання СУЗ;
- 12 - патрубок для виходу теплоносія;
- 13 - розділове кільце;
- 14 - захисна труба блоку захисних труб;
- 15 - патрубок входу теплоносія;
- 16 - опорний борт реактора;
- 17 - корзина;
- 18 - касета АРК;
- 19 - робоча касета;
- 20 - днище шахти (нижній блок захисних труб);
- 21 - демпферний пристрій;
- 22 - еліптичне денце днища шахти;
- 23 - патрубок системи аварійного охолодження зони.

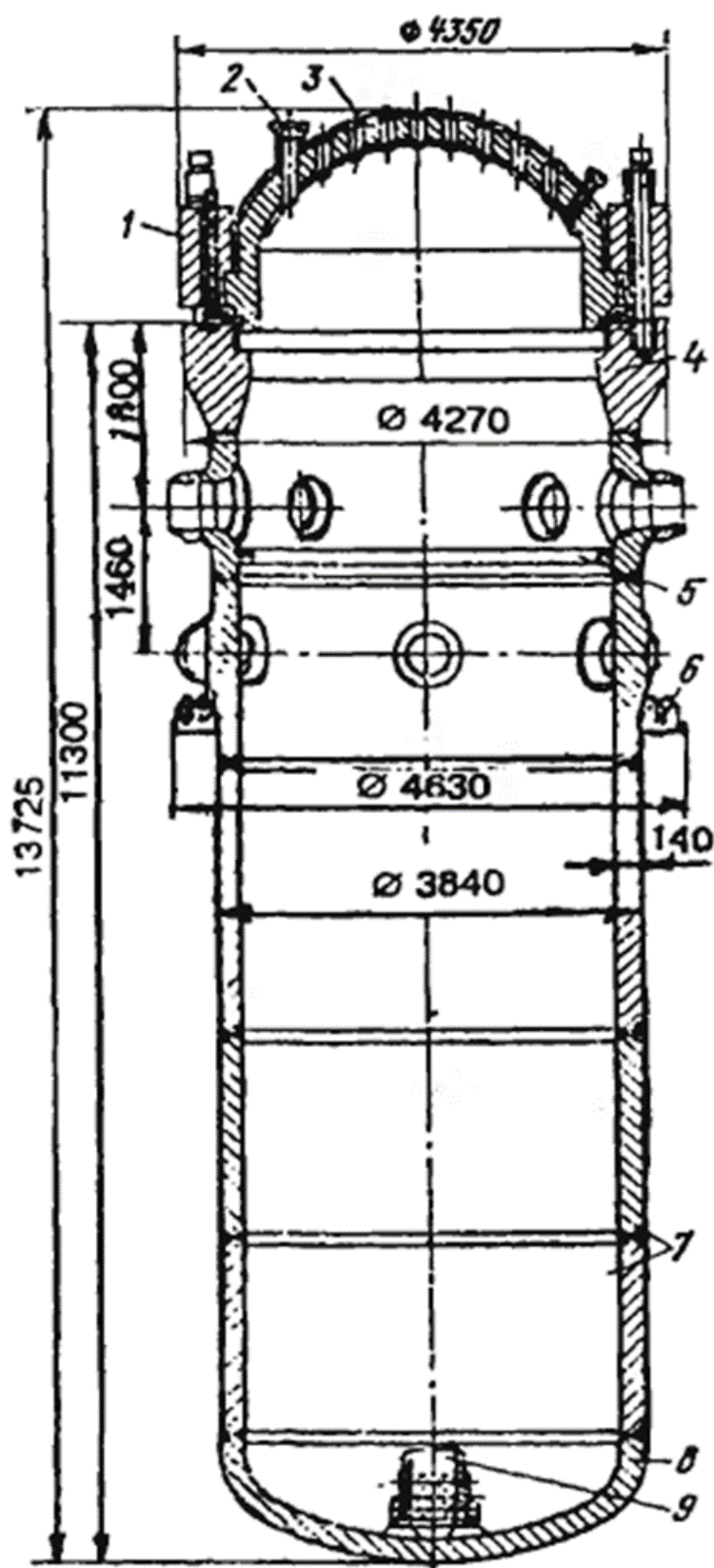


Рис.4.2. Корпус з кришкою:

1 – натисне кільце; 2 – патрубки каналів СУЗ; 3 – кришка; 4 – фланець корпусу реактора; 5 – розділове кільце; 6 – опорне кільце; 7 – обичайка нижньої зони; 8 – еліптичне днище; 9 – штир

Корпус серійного ВВЕР-440 має масу більш 200 т. Матеріал корпусу високоміцна низьколегована вуглецева сталь 48ТС-3-40. Корозійна стійкість забезпечується наплавленням з нержавіючої сталі (товщина 20 мм). Верхня

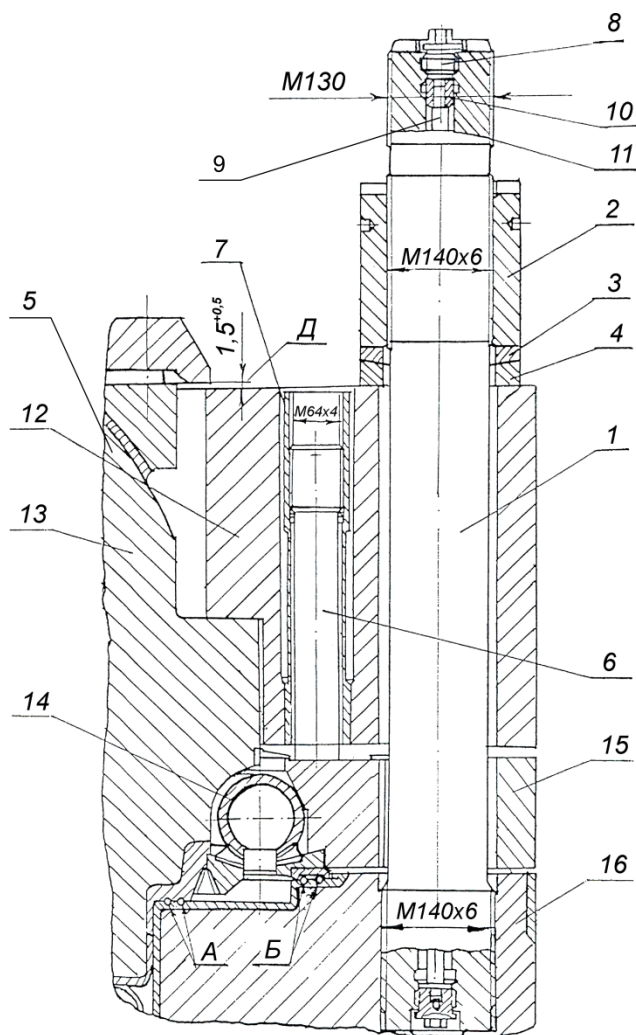
частина корпусу – фланець має 60 отворів для шпильок M140x6, якими кріпиться кришка.

Кожний реактор унікальний. Можливо, що корпус виготовляється без нержавіючого наплавлення. Питання про вживання наплавлення неоднозначне. З одного боку, нержавіюче наплавлення захищає перлітову сталь корпусу від корозії і насичення воднем, внаслідок чого сталь окрихчується і втрачає міцність і пластичність. Проте наплавлення здорожує виготовлення корпусу і у зв'язку з тим, що теплофізичні властивості вуглецевої і нержавіючої сталі різні (різні коефіцієнти теплопровідності і термічного подовження) в місцях контакту виникають додаткові термічні напруги.

Виготовлення ж корпусу повністю з аустенітної сталі представляється мало прийнятним як у зв'язку з різким подорожчанням, так і у зв'язку з тим, що аустенітна сталь має низьку теплопровідність і високий коефіцієнт термічного розширення. Це може викликати значні термічні напруги в товстостінних деталях при змінних режимах роботи.

Корпус реактора закривається кришкою (рис. 2.5), виготовленою з того ж матеріалу, що і корпус. Внутрішня і торцева поверхня кришки покриті нержавіючим наплавленням.

Кришка реактора. Її вага - 44,5 т. На кришці розміщуються приводи органів регулювання (ОР) системи управління і захисту (СУЗ), виводи комунікацій системи внутрішньо-реакторного контролю (СВРК). Кришка утримує від спливання блок захисних труб (БЗТ) і шахту реактора. Для якісної



зварки кришки реактора ВВЕР-440 з патрубками (37 шт. для проходу штанг ОР СУЗ, 18 шт. виводу детекторів контролю енерговиділення (ЕВ) і 12 шт. для контролю температури (ТК)), виготовленими із сталі ОХ18Н10Т, по зовнішній поверхні сферичної частини кришки робиться наплавлення товщиною 13 мм з тієї ж сталі.

Максимальний діаметр корпусу дорівнює 4,5 м. Обмеження за діаметром пояснюється можливостями перевезення по залізниці.

Конструкція ущільнення розглянута на рис. 4.3.

Рис. 4.3. Ущільнення головного роз'єму реактора ВВЕР-440:

1- шпилька в зборі; 2 - гайка; 3 - шайба верхня; 4 - шайба нижня; 5 - кришка реактора; 6 - гвинт натискний; 7 - втулка; 8 - пробка (заглушка); 9 - вимірювальний стрижень; 10 -

спрямовуюча втулка стрижня; 11 - різьбова частина шпильки; 12 - кільце натискне в зборі; 13 - опорний борт фланця кришки; 14 - торовий компенсатор; 15 - кільце притискне; 16 - корпус реактора;

А, Б - прокладки в зборі.

Під гайки шпильок встановлюються дві сферичні шайби, які оберігають шпильки від дії згинаючого моменту через можливі неточності виготовлення елементів. Для загвинчування гайок використовуються гідравлічні гайковерти. Зусилля затягування на 25-50 % більше зусилля внутрішнього тиску на кришку реактора. Основним елементом ущільнення є торовий компенсатор 14 з двома парами нікелевих кільцевих прокладок А і Б. Особливість даного ущільнення - наявність окремого притискного кільця, що дозволяє регулювати зусилля на ущільнювальний роз'єм за допомогою гвинта 6 без зміни зусилля затягування силових шпильок.

Верхній блок.

Верхній блок (ВБ) призначений для:

- ущільнення головного роз'єму реактора (ГРР);
- розміщення приводів органів регулювання (ОР) і частини електрообладнання контролю температури чохлів;
- розміщення комунікацій системи ВРК і їх ущільнення;
- утримання від спливання БЗТ і шахти реактора.

ВБ складається з наступних основних вузлів: кришки, чохлів приводів ОР СУЗ, колектору і трубопроводів автономного охолодження приводів ОР, колекторів та трубопроводів повітряників, траверси, металоконструкцій, теплоізоляції.

Конструкція і розташування основних вузлів ВБ представлені на рис. 4.4.

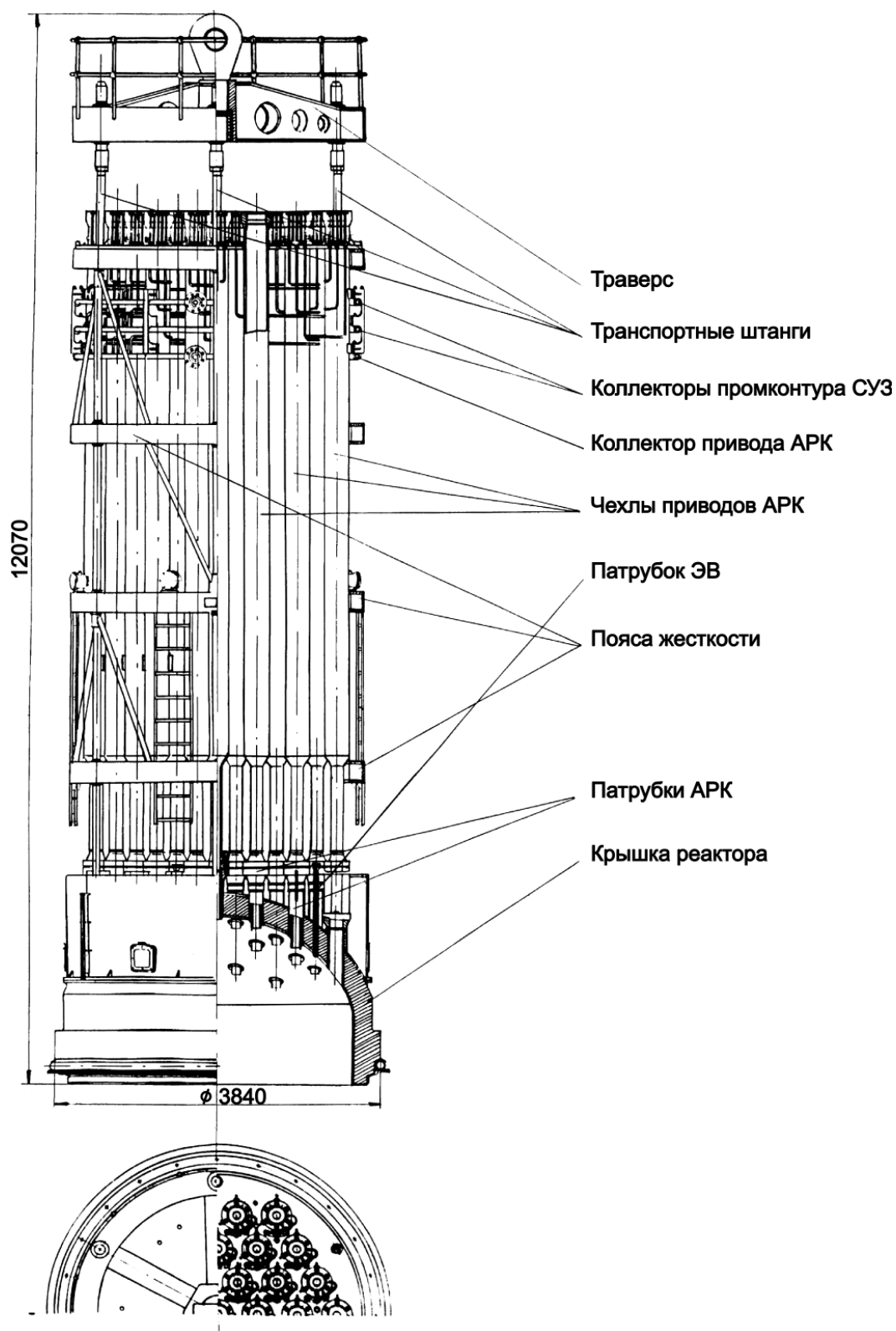


Рис. 4.4 Верхний блок

Крышка складається з опуклої сферичної частини і фланця, які виконані з високоміцної, теплостійкої сталі. Внутрішня поверхня кришки і опорні поверхні фланця покриті антикорозійним наплавленням. Зовнішня поверхня опуклої частини кришки покрита також наплавленням. У нижній частині фланця зовні через спеціальні наплавлення приварений торовий компенсатор, який

використовується для організації порожнини ущільнення - збору можливих протікань.

Торовий компенсатор являє собою торову оболонку, до якої приварені два кільця. Внутрішнє кільце приварюється до фланця кришки, а зовнішнє кільце спирається через нікелеві прокладки на фланець корпусу реактора.

Зверху над зовнішнім кільцем торового компенсатора розташоване притискне кільце, через яке передається зусилля притискання від натискних гвинтів до торового компенсатора.

У верхній частині фланця кришки організована опорна поверхня, на яку встановлюється натискне кільце.

Орган регулювання СУЗ у ВВЕР-440 являє собою конструкцію з двох частин. У верхній половині знаходиться поглинаючий стрижень, у нижній - ТВЗ. ОР виконує функцію аварійного зупину, регулювання та компенсацію надлишкової реактивності. Виходячи з цього ОР отримав назву «касета АРК» (аварійний, регулятор, компенсатор). Приводи АРК забезпечують переміщення касет АРК. Зчеплення штанг приводів АРК з касетами АРК виконується з використанням промштанг, які встановлюються в захисних трубах блоку захисних труб.

На опуклій частині кришки встановлено 37 патрубків для чохлів приводів АРК, 12 патрубків для виводів ТК і 6 патрубків для виводів каналів нейтронних вимірювань (КНВ). Патрубки для чохлів приводів встановлюються в отвори діаметром 156 мм кришки і приварюються через спеціальні наплавлення до внутрішньої частини кришки. Патрубок АРК виконаний з вуглецевої сталі, а внутрішня його поверхня закрита нержавіючою сорочкою і наплавленнями. У середині патрубків АРК встановлені також нержавіючі сорочки (теплові розтяжки) з теплоізоляцією з нержавіючої стальфолевої стрічки, яка служить для зменшення впливу температури теплоносія на патрубки кришки. На фланцях патрубків АРК виконані посадочні поверхні для установки прокладок і різьбові отвори для закручування 6 шпильок М36.

На фланцях патрубків АРК передбачена установка 2-х прокладок. Одна, нікелева, забезпечує ущільнення, а друга, азбестова, для контролю і збору можливих протікань. З порожнини між цими прокладками у фланці патрубка виконано свердління, до якого приварена трубка для контролю щільності роз'єму чохла АРК.

Патрубки для виводів КНВ і ТК виконані з вуглецевої сталі і приварені зовні опуклої частини кришки. Внутрішня поверхня патрубків ТК і КНВ і поверхні отворів в кришці закриті нержавіючими сорочками, які з одного боку приварюються до внутрішньої поверхні кришки, а з іншого - до наплавлення на фланцях патрубків.

На опуклу частину кришки зовні приварене кільце, в якому є 3 паза для установки натискного кільця. На торцевій поверхні вищевказаного кільця виконані різьбові отвори для кріплення 6 секторів і знімних секцій теплоізоляції.

Металоконструкція теплоізоляції виконана розбірною. Секції теплоізоляції, які встановлюються на кільце кришки, мають деталі для стикування зі знімною теплоізоляцією верху реактора. У цих же секціях

передбачені люки для видалення насипної теплоізоляції. Теплоізоляційний матеріал являє собою гранули.

На зовнішній поверхні кришки приварені 6 бобишок з різьбовими отворами М90 для установки в них штанг металоконструкції.

На патрубках АРК кришки встановлюються чохла АРК. Ущільнення чохлів АРК на патрубку забезпечується нікелевою прокладкою, яка притискається 6 шпильками М36. Шпилька М36 має центральний отвір з вимірювальним стрижнем для контролю витяжки.

Чохол АРК є трубою змінного діаметра. Приводи АРК охолоджуються водою, для чого служить вхідний і вихідний колектор і трубопроводи.

Штанги металоконструкції ВБ по висоті пов'язані трьома поясами.

На різьбові частини штанг наварені надставки, які контруються гайками. На надставки встановлена траверса ВБ і закріплена гайками.

Траверса складається з нижнього листа, до якого приварена кільцева обичайка і ребра. У центральній частині траверси нижній лист і ребра приварені до втулки, в якій встановлені проушина і гайка для закріплення вушка. На периферійній частині траверси приварені 6 втулок для проходження надставок штанг верхнього блоку. На кільцевій обичайці встановлено огорожу.

До верхнього блоку приєднуються:

- трубопроводи для видалення повітря з чохлів АРК;
- трубопроводи підведення і відведення води промконтура СУЗ;
- трубопроводи системи аварійного газовидалення;
- трубопровід для видалення повітря з промконтуру СУЗ.

Зверху на верхній блок встановлюється майданчик обслуговування (металоконструкція) ВБ і траверса ВБ. На майданчику обслуговування ВБ змонтована електророзводка датчиків системи ВРК, контролю температури чохлів АРК і приводів АРК. Електророзводка приєднується з одного боку до штепсельних роз'ємів на обладнанні, а з іншого - до штепсельних гнізд на коробах аварійного скидання пари.

Компенсація взаємних температурних переміщень корпусу реактора, шахти, кошика і блоку захисних труб забезпечується пружинними блоками, встановленими у верхній частині блоку захисних труб.

Ці пружинні блоки одночасно забезпечують утримання шахти з днищем і кошика від вертикальних переміщень під дією перепаду тиску.

Для компенсації взаємних переміщень внутрішньо-корпусних пристроїв і активної зони в головках робочих касет встановлені пружини.

Для забезпечення можливості виконання контролю внутрішньої поверхні корпусу реактора всі внутрішньо-корпусні пристрої (шахта з днищем, корзина і БЗТ) виконані виймальних.

Витяг внутрішньо-корпусних пристроїв з реактора проводиться із використанням спеціального захисного обладнання (захисний циліндр із захопленням).

До внутрішньо корпусних пристроїв (ВКП) відносяться: шахта, корзина, блок захисних труб.

На рис. 4.5 приведена внутрішньо-корпусна шахта ВВЕР-440. Призначення шахти - несуча конструкція ВКП і активної зони, а також

розділення вхідного і вихідного потоків теплоносія. Конструкція шахти розроблена так, щоб максимально спростити розбирання, витягання з корпусу і ревізію всіх ВКП і внутрішньої поверхні корпусу. Шахта встановлюється на бурт корпусу і утримується від спливання кришкою за допомогою зігнутих трубних елементів. Конструкція шахти в різних проектах реактора ВВЕР може відрізнятися. Так, наприклад, вона може бути цільною. В цьому випадку фіксація шахти в корпусі здійснюється за допомогою трубчастого штиря, що входить у втулку, приварену до днища корпусу. В нижній частині є дроселюючі перфоровані щити для проходу теплоносія в активну зону. В іншому випадку (1-й і 2-й блоки Рівненської АЕС, рис. 4.5) в нижню частину шахти

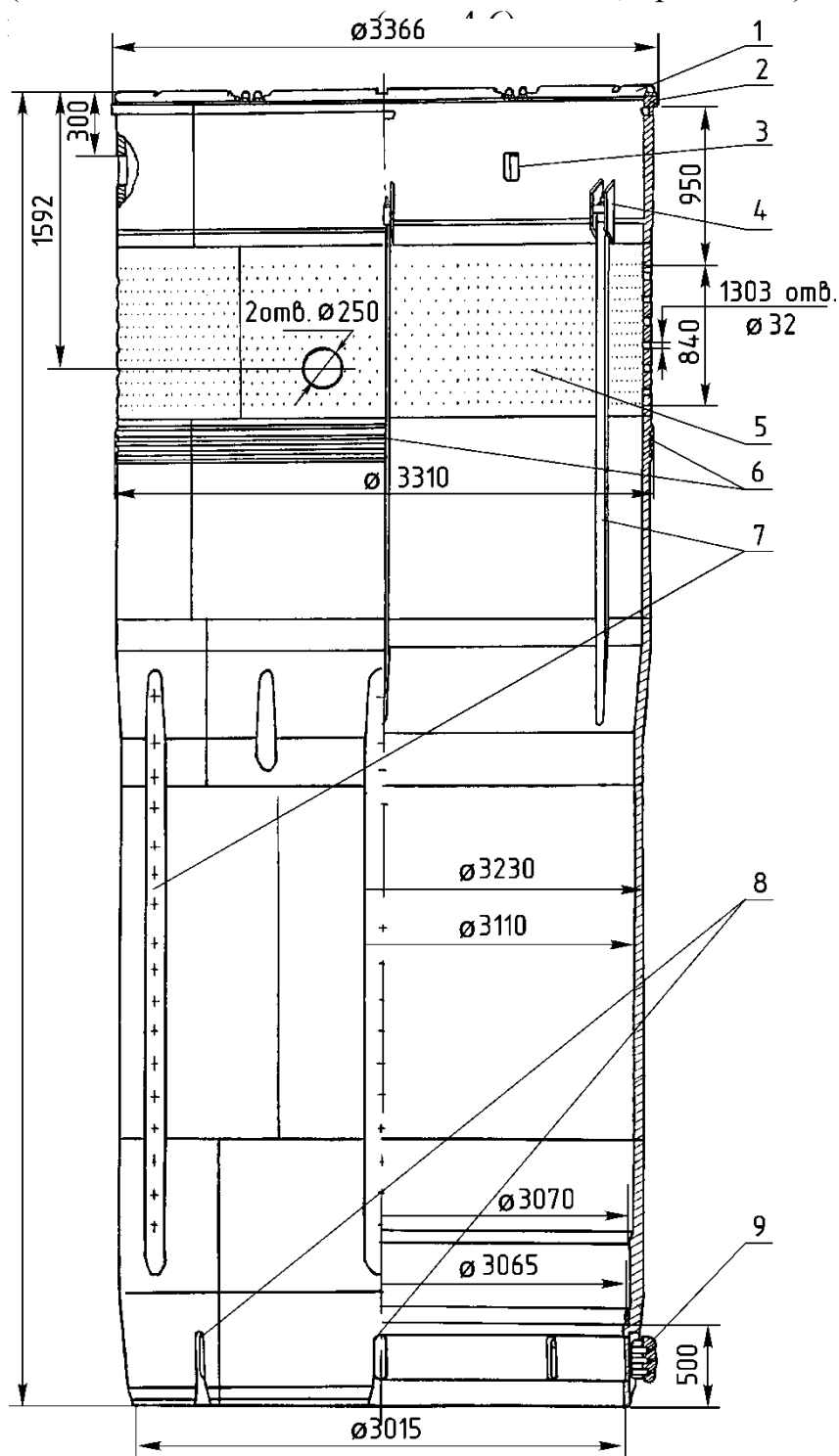


Рис. 4.5. Шахта реактора ВВЕР-440:

- 1 - торові труби;
- 2 - фланець шахти;
- 3 - вікна для транспортування;
- 4 - кронштейни каналів під зразки-свідки корпусної сталі;
- 5 - перфорація шахти; 6 - лабіринтовий пояс шахти;
- 7 - канали під зразки-свідки корпусної сталі;
- 8 - пази під шпонки;
- 9 - кронштейни з фіксуючими шпонками.

Як вже вказувалося, у реакторі ВВЕР-440 застосовується двоповерхова конструкція ОР СУЗ, що має верхню (поглинаючу) і нижню (паливну) частині. Звичайні паливні (робочі) касети в активній зоні не переміщуються. Під час зупинки реактора паливна частина касет СУЗ знаходиться в

спеціальних захисних трубах (знизу активної зони). Для розміщення цих труб

використовується днище шахти (рис. 4.6), яке фіксується в шахті за допомогою спеціальних вставок і шпонок. Верхня і нижня плити днища сполучені системою захисних труб, в які опускається паливна частина касет СУЗ.

У нижній частині кожної захисної труби є демпфуючий гідравлічний пристрій, що знижує ударне навантаження на касети СУЗ при падінні (рис. 4.7).

Верхня плита днища має круглі отвори, через які вода потрапляє в хвостовики паливних касет активної зони. В ці ж отвори вставляються дросельні шайби для здійснення гідравлічної профілізації активної зони. На верхній плиті днища є 3 дистанційні штирі, які фіксують виймальну корзину активної зони (рис. 4.8). Днище шахти із захисними трубами не потрібне в реакторах, в яких касети СУЗ не мають двоповерхової конструкції. Замість виймального днища шахти в таких реакторах є опорна плита або спеціальні стакани для установки хвостовиків касет.

Рис. 4.6. Днище шахти реактора ВВЭР-440:

- 1 - кронштейн для транспортування днища шахти;
- 2 - фіксуючі штирі;
- 3 - верхні ґрати днища;
- 4 - обсадні труби;
- 5 - циліндрова обичайка днища;
- 6 - нижні ґрати днища;
- 7 - еліптичне денце днища.

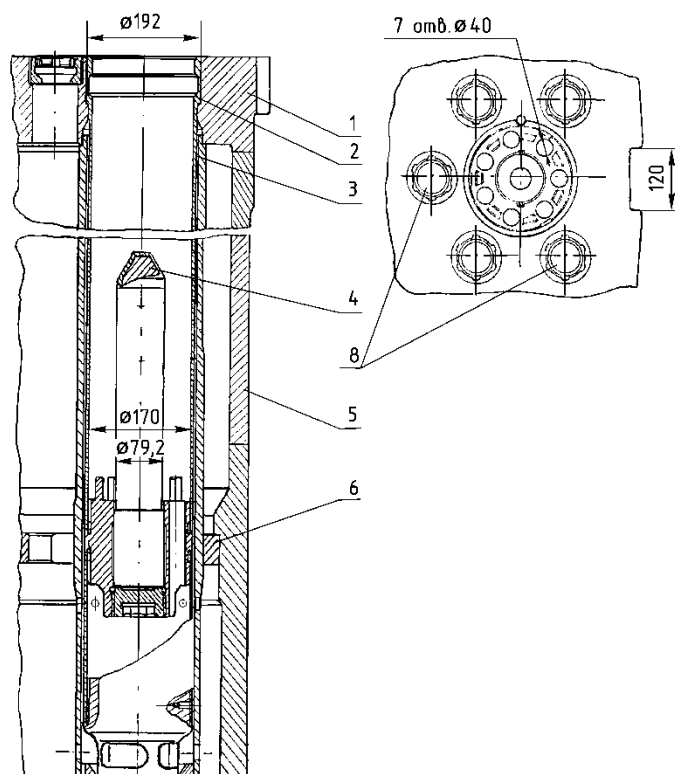
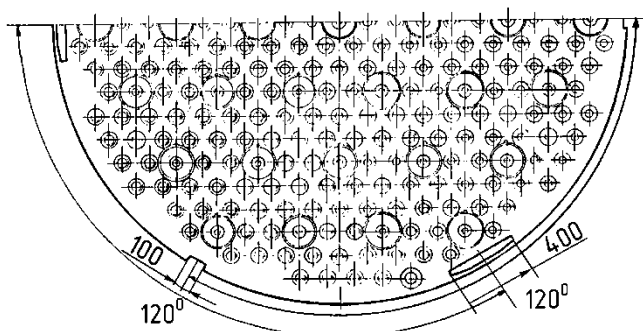
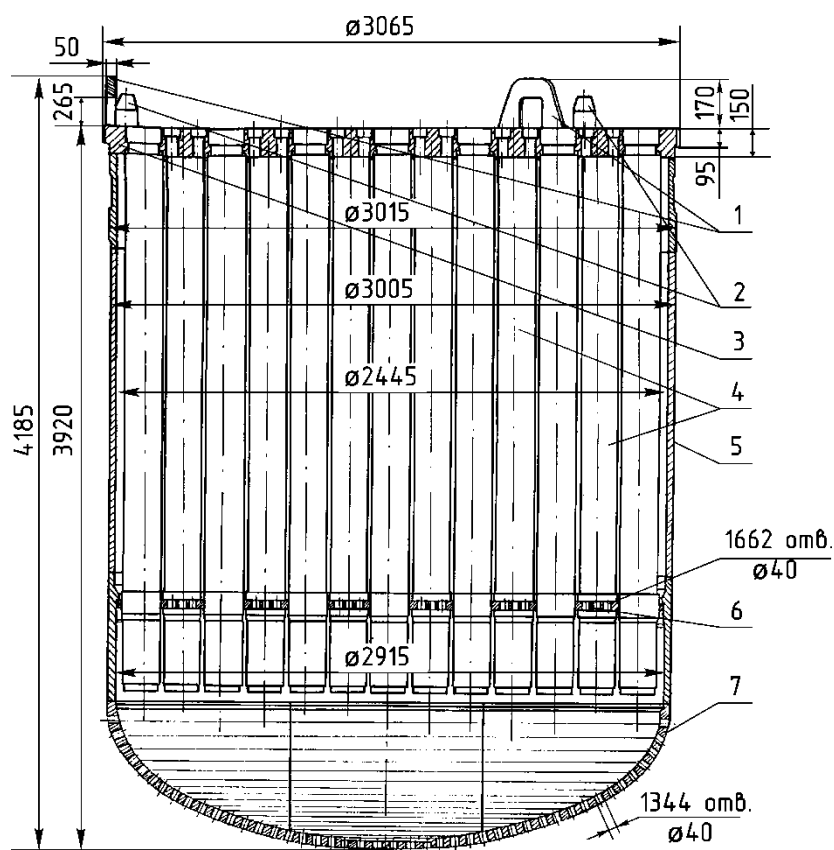


Рис. 4.7. Демпфуючий пристрій в днищі шахти реактора ВВЕР -440:

- | | |
|-------------------------|-------------------------------|
| 1 - верхні ґрати днища; | 5 - обичайка днища; |
| 2 - демпферна труба; | 6 - нижні ґрати; |
| 3 - обсадна труба; | 7 - еліптична обичайка днища. |
| 4 - демпфер; | |

На верхню плиту днища в реакторі ВВЕР ставиться корзина активної зони, куди вставляються касети. Корзина циліндрової форми має нижню плиту завтовшки 300 мм, в якій є 312 циліндрових отворів під установку хвостовиків робочих касет і 37 шестигранних отворів для проходу так званих касет АРК, що виконують функції аварійної зупинки, регулювання потужності і компенсації надмірної реактивності.

Усередині корзини на рівні головок касет приварений гранований пояс, конфігурація внутрішнього контуру якого відповідає конфігурації активної зони. Між гранованим поясом і днищем корзини встановлюються витискувачі води, що повторюють конфігурацію гранованого пояса і служать для зниження нерівномірності енерговиділення на межі активної зони і відбивача. Під гранованим поясом корзини до її внутрішньої поверхні прикріплені труби для установки датчиків нейтронного випромінювання, призначених для вимірювання енерговиділення в активній зоні і контролю підкритичності реактора в процесі перевантаження.

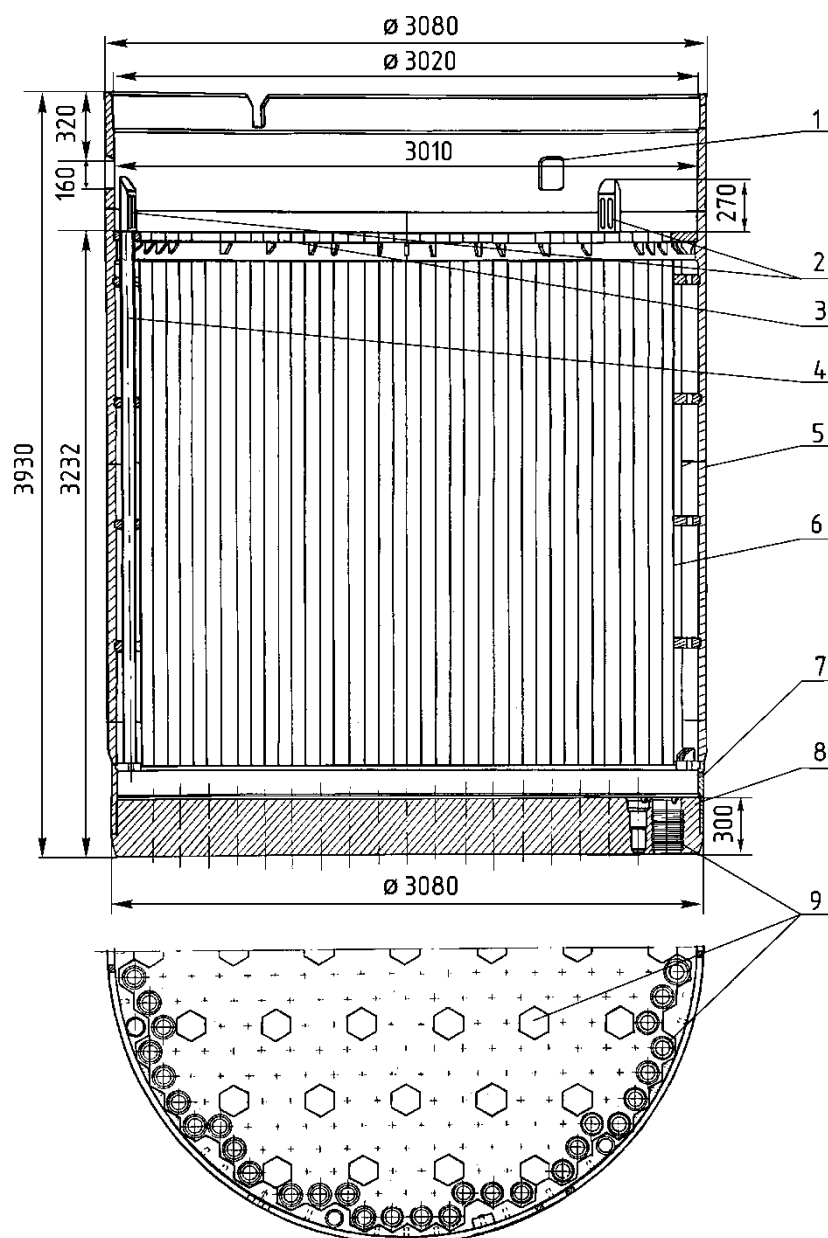
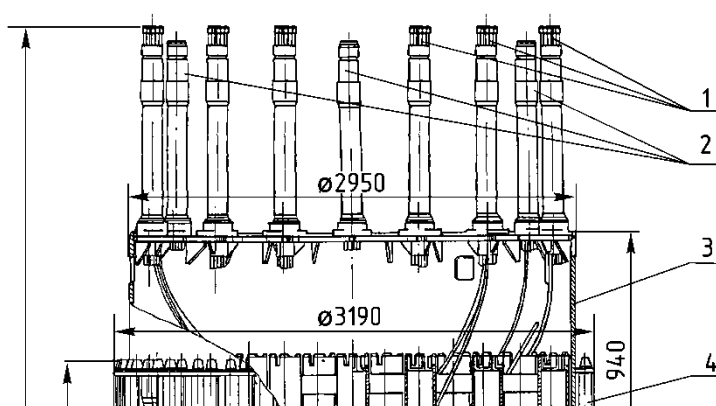


Рис. 4.8. Корзина активної зони реактора ВВЕР-440:

- | | |
|--|---|
| 1 - вікна для транспортування корзини; | 6 - вигородка; |
| 2 - шпонки для фіксації БЗТ; | 7 - перфорація циліндричної обичайки корзини; |
| 3 - гранований пояс; | 8 - опорна плита корзини |
| 4 - труби СКП; | 9 - перфорація опорної плити. |
| 5 - обичайка корзини; | |



Над активною зоною в корпусі реактора розміщується блок захисних труб (БЗТ) (рис. 4.9). Призначення БЗТ: дистанціювання і утримання від спливання робочих касет, а також захист касет АРК або тяг

кластерів з поглинаючими елементами від гідродинамічної дії потоку теплоносія при його повороті на 90° до вихідних патрубків реактора. БЗТ забезпечує також розводку напрямних каналів системи внутрішньо-реакторного контролю. При перевантаженні реактора блок захисних труб витягується з реактора. БЗТ є зварною конструкцією, що складається з двох ґрат, зв'язаних між собою захисними трубами.

Рис. 4.9. БЗТ реактора ВВЭР-440:

- 1 - пучки ТК;
- 2 - пучки ЕВ;
- 3 - верхня обичайка БЗТ;
- 4 - пружинний пояс;
- 5 - верхні ґрати БЗТ;
- 6 - захисні труби;
- 7 - відбійний щит;
- 8 - опорна плита;
- 9 - ловителі

На верхній плиті є спеціальні пружинні притиски, якими БЗТ упирається в кришку реактора. Сам БЗТ у ВВЭР-440 ставиться на гранований пояс корзини активної зони. В нижній плиті є спеціальні ловителі касет, а підпружинені штирі касет упираються в цю плиту. Термічне розширення БЗТ реактора ВВЭР-440 направлено вгору.

Активна зона реакторів ВВЭР складається з шестигранних (радянський дизайн) або квадратних (зарубіжна конструкція) в плані касет (тепловидільних збірок ТВЗ) рис. 4.10, встановлюваних із зазором 1,5-3 мм одна до одної. В касеті за трикутною решіткою встановлюються гладкі циліндрові (стрижневі) твели (рис. 4.11).

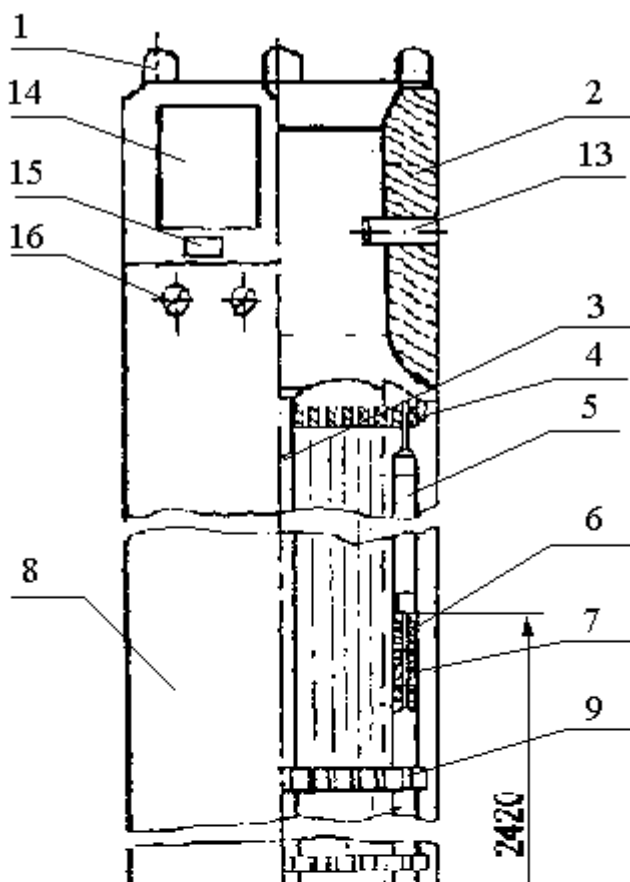


Рис. 4.10. Паливна касета реактора ВВЭР-440:

- 1 - підпружинений штир;
- 2 - головка;
- 3 - центральна трубка;
- 4 - верхні дистанційні ґрати;
- 5 - твел;
- 6 - паливні таблетки;
- 7 - оболонка твела;
- 8 - оболонка касети;
- 9 - дистанційні ґрати;
- 10 - нижні кінцеві ґрати;
- 11 - хвостовик;
- 12 - палець для фіксування;
- 13 - палець для транспортування касети;
- 14 - місце маркування;
- 15 - місце таврування;

16 - розвантажувальні отвори.

Як ядерне паливо використовується двоокис урану із збагаченням за ізотопом $^{235}_{92}\text{U}$ $\sim 2,5\text{-}5\%$. Пресовані або спечені таблетки двоокису урану поміщаються в трубку з легованого ніобієм (1-2 %) цирконію (у ВВЕР) або з циркалою (PWR). Зазор між таблетками і трубкою заповнюється гелієм. Таблетки заввишки 15-30 мм спресовані до густини 10,4-10,8 г/см³. Торцеві частини твела заглушені кінцевими деталями і в місці стиків обварені електронно-променевою зваркою. Перед заваркою твел вакуумується до залишкового тиску не більше 6,6 кПа (50 мм рт. ст.) з витримкою протягом 10 с, після чого заповнюється гелієм високої чистоти при тиску 2-2,5 МПа. Стовп таблеток фіксується одною-трьома скобами або пружиною. У високонавантажених твелах в центрі таблеток є отвір діаметром 1-2 мм, що служить для збору газоподібних продуктів ділення. Розміри твелів реакторів типу ВВЕР:

- діаметр зовнішній 9,1 мм; - товщина оболонки 0,65 мм;

Такого ж порядку розміри твелів в зарубіжних реакторах. Таблетки палива вставляються в трубку із зазором 0,05-0,1 мм. Твели в касеті встановлюються і жорстко фіксуються шплінтом в нижній кінцевій гратці. Верхні кінцеві грати дозволяють ТВЕЛам поздовжньо переміщатися для компенсації термічних розширень. Верхня і нижня кінцеві грати зв'язані центральною трубкою. На ній з кроком 200...250 мм закріплено дистанційні грати, виконані, як і кінцеві грати, з нержавіючої сталі. У сучасних ТВЗ дистанційні грати виконують з цирконієвого сплаву з декілька більшим (2,5 %) складом ніобію. Підвищення вмісту ніобію покращує механічні властивості. Нижні кінцеві грати зварюються з хвостовиком касети, який встановлюється в днище шахти реактора або в спеціальні стакани, закріплені в цьому днищі. Хвостовик в плані круглий, а опорна поверхня касети має сферичну форму.

Центральна трубка касети, окрім кріплення на ній дистанційних грат, служить і для розміщення вимірювального каналу датчика нейтронного потоку, що є трубкою із заглушеним нижнім кінцем.

У практиці реакторобудування застосовуються чохові (реактор ВВЕР-440) і безчохові (реактор ВВЕР-1000) касети. Перші застосовуються при гідравлічній профілізації активної зони, другі - при фізичній профілізації. Регулювання, компенсація надмірної реактивності та аварійний захист здійснюються за допомогою механічної системи управління і захисту (СУЗ), що складається з рухомих стрижнів, забезпечених відповідними приводами. Додатковим засобом компенсації надмірної реактивності є введення борної кислоти в теплоносії і використання вигоряючих поглиначів. При роботі реактора концентрація борної кислоти змінюється від 0 до 16 г/кг Н₂О. Як вигоряючий поглинач широко використовується бор. В деяких ВВЕР-440 в пучку з 126 стрижнів у 6 стрижнях замість паливних таблеток знаходиться борований цирконій з масовим вмістом бору до 1 %. Стрижні з вигоряючим поглиначем (СВП) є і у ряді касет ВВЭР-1000.

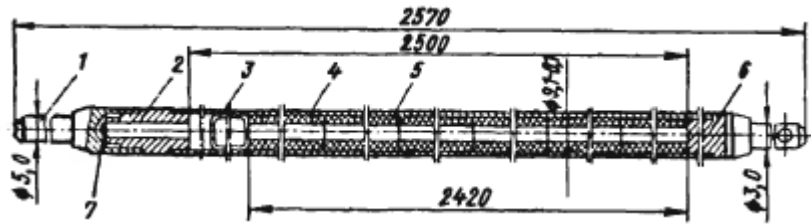


Рис. 4.11. Тепловидільний елемент реактора ВВЕР-440

1 – нижня заглушка; 2 – нижній наконечник з отвором; 3 – пружна втулка-фіксатор; 4 – паливна пігулка; 5 – трубчата оболонка твелу з цирконій-ніобієвого сплаву; 6 – верхня заглушка з фіксатором; 7 – герметизуюче наплавлення

Регулююча збірка (касета АРК), що компенсує зміну реактивності в часі у ВВЕР-440, складається з двох частин, сполучених один з одним спеціальним замком. Верхня, поглинаюча частина (рис. 4.12), складається з шестигранної труби (нержавіюча сталь), усередині якої розміщуються два круглі вкладиші з борованої (2 %) сталі, які грають роль нейтронної пастки: швидкі нейтрони, що потрапляють ззовні, сповільнюються у воді усередині вкладишів до теплового рівня і потім вже поглинаються бором у вкладишах. Сповільнені раніше теплові нейтрони відразу поглинаються чохловою трубою і вкладишами.



Нижня частина (рис. 4.13) є тепловидільною збіркою, аналогічною по конструкції робочим касетам з тією відмінністю, що в головці є пристосування для захоплення промштанги, а в хвостовику змонтовано демпфуючий пристрій. Останній є циліндровою трубою із загнутою верхньою частиною, в якій є радіальні отвори. Ця труба при падінні сідає на штир, встановлений в нижній частині обсадної труби днища шахти. Вода витісняється через отвори циліндрової труби, і падіння касети сповільнюється. У ВВЕР-440 знаходяться 37 касет АРК, які рівномірно розподілені по активній зоні.

Головка паливної частини касети АРК відрізняється від головки паливної ТВЗ також відсутністю підпружинених штирів і наявністю пристрою для з'єднання з поглинаючою частиною. У непрацюючому реакторі в активній зоні знаходиться компенсуюча частина касети АРК; паливна частина - в обсадній трубі днища реактора. В процесі

роботи відбувається підйом касети АРК, що вивільняє реактивність реактора як за рахунок зменшення поглинання нейтронів, так і за рахунок збільшення кількості палива, що знаходиться в активній зоні. Касета АРК переміщується електродвигуном, число обертів якого регулюється частотою змінного струму електроживлення. В якості привідної пари використовується шестерня-рейка. Остання одержує поступальну ходу через систему шестерень. Привід СУЗ винесений з корпусу реактора і розміщується в захисному чохлі, що знаходиться під тиском теплоносія на кришці реактора. При необхідності аварійного припинення ланцюгової реакції привід розчіплюється, і всі збірки під дією власної ваги занурюються поглинаючою надставкою в активну зону.

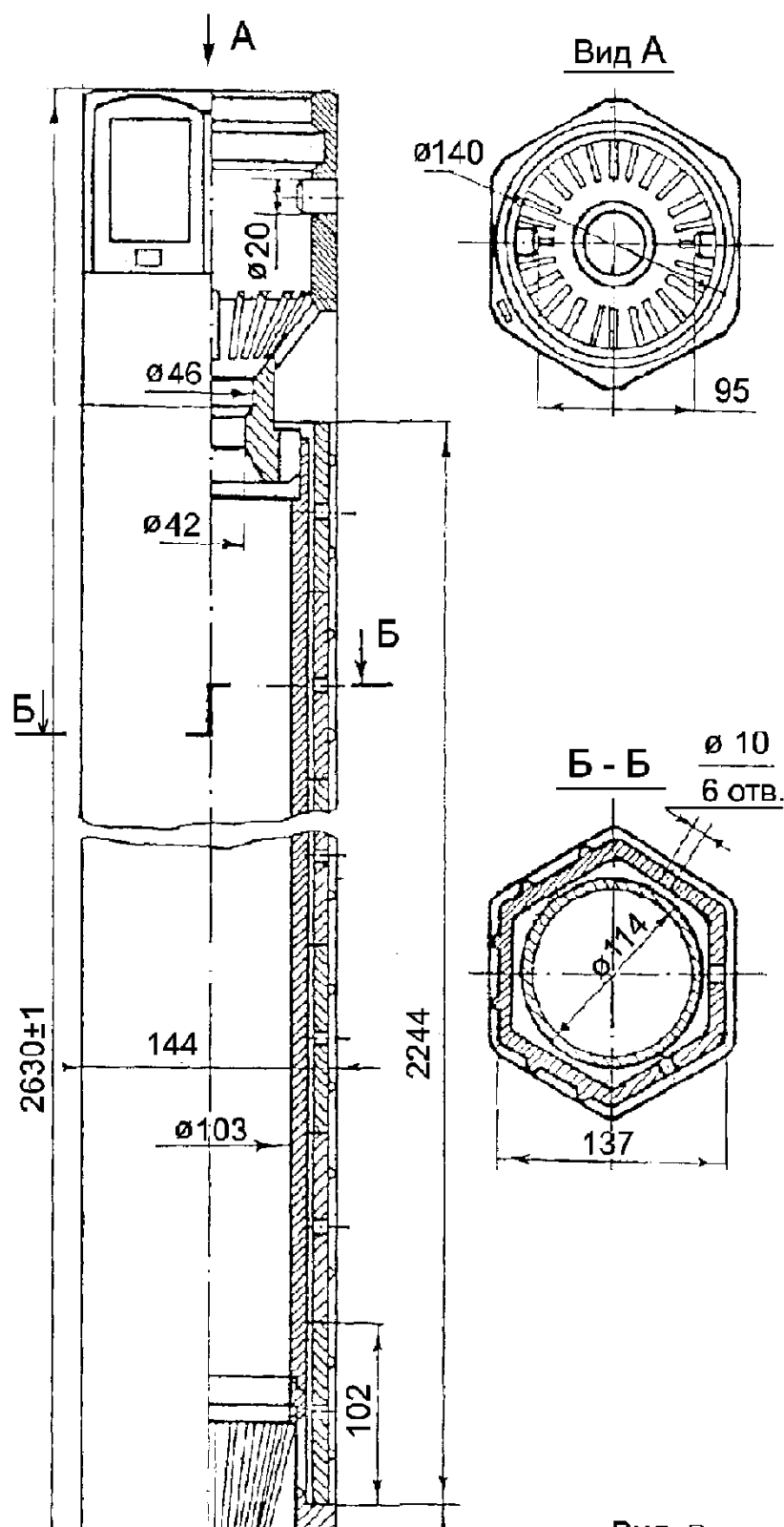


Рис. 4.12. Поглинаюча частина касети АРК.

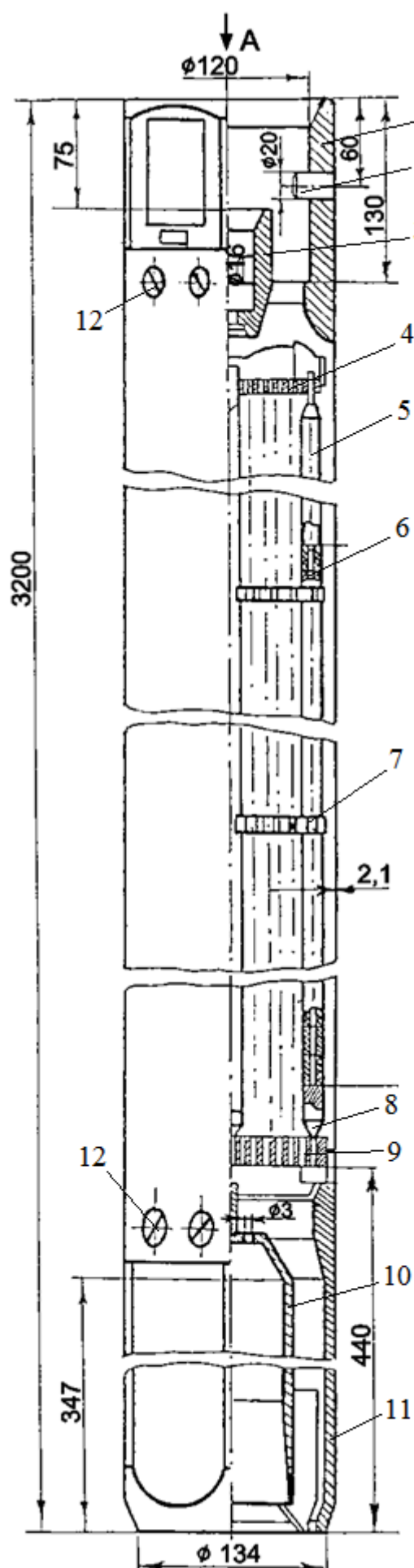


Рис. 4.13. Паливна частина касети АРК:

- 1 – головка, 2 – штир для транспортування;
- 3 – замок (захват) для проміжної штанги;
- 4 – верхня кінцева дистанційна ґрата;
- 5 – твел; 6 – таблетки ядерного палива;
- 7 – проміжна дистанційна решітка;
- 8 – хвостовик твела;
- 9 – нижня кінцева решітка;
- 10 – циліндр взаємодії касети АРК з стрижнем днища шахти, як частини демпфуючого пристрою;
- 11 – хвостовик ТВЗ;
- 12 – отвори для розвантаження чохла при аварії з розривом ГЦТ

Література

3. Верхівкер Г.П., Кравченко В.П. Основи розрахунку та конструювання ядерних енергетичних реакторів. – Одеса: ТЕС, 2009.
4. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы. – К.: КПИ, 1997. С.32-48.

Контрольні питання

1. Перелікуйте ВКУ реактора ВВЕР-440.
2. Скількома прокладками ущільнюється головний роз'єм? З якого матеріалу виконуються ці прокладки?
3. Опишіть за рахунок чого ущільнюються прокладки А та за рахунок чого ущільнюються прокладки Б?
4. Для чого є окреме днище шахти?
5. Куди встановлюються хвостовики робочих касет?
6. На що спирається нижня плита БЗТ?
7. Яким чином компенсується термічне розширення ВКУ?
8. Які відмінності мають робоча касета та паливна частина касети АРК?
9. Яким чином забезпечується відсутність вібрації твелів?
10. Яка конструктивна особливість робочих касет дає можливість застосуванню гідравлічного профілювання?
11. Яким чином забезпечується зміна витрати теплоносія через ТВЗ за радіусом активної зони?
12. Який пристрій забезпечує гальмування касет АРК при аварійному введенні їх в активну зону? Де він знаходиться?
13. Чим охолоджується привід ОР СУЗ?
14. Яким чином передається рух від електродвигуна приводу СУЗ до проміжної штанги?

ЛЕКЦІЯ 5

Тема: КОНСТРУКЦІЯ РЕАКТОРА ВВЕР-1000

Мета заняття: Ознайомлення з особливостями ядерних реакторів та їх класифікацією

План лекційного заняття	1. Загальна конструкція реактора. 2. Описання корпусу реактора, кришки, головного роз'єму, шахти, активної зони. 3. Описання конструкції ТВЗ, ПС СУЗ, СВП.
-------------------------	--

Конструктивна схема реактора ВВЕР-1000 приведена на рис. 5.1.

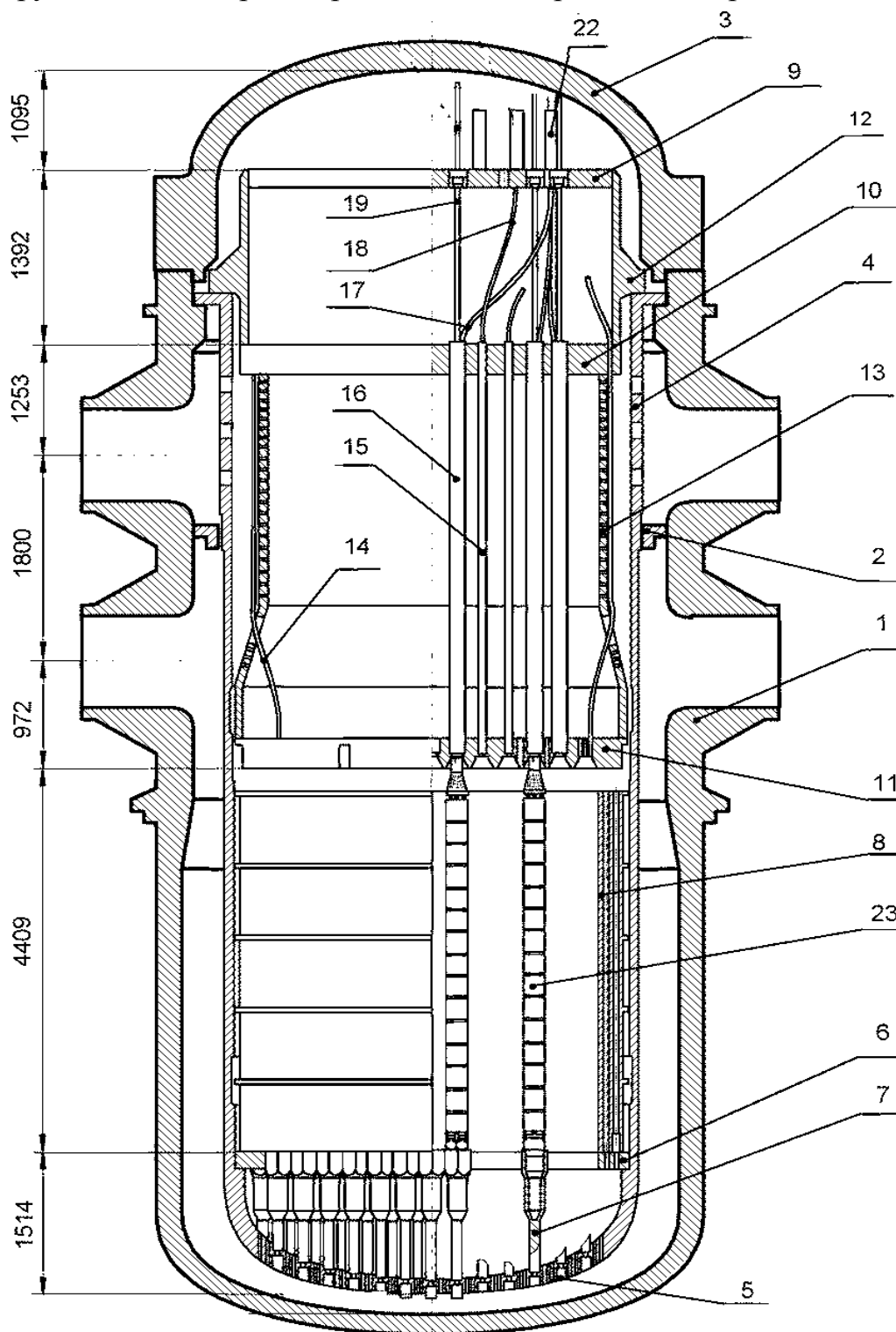


Рисунок 5.1 – Принципова конструкція реактора ВВЕР-1000:

- | | |
|--|--|
| 1 - корпус реактора; | 12 – опорний борт БЗТ; |
| 2 - розділове кільце; | 13 - циліндрова перфорована обичайка БЗТ; |
| 3 - кришка реактора; | 14 - чохол ТК або КНІ для периферійних вимірювань в активній зоні; |
| 4 - циліндрова перфорована обичайка шахти; | 15 - захисна труба системи ВРК; |
| 5 - еліптичне перфороване днище шахти; | 16 - захисна труба СУЗ; |
| 6 - гранований пояс шахти; | 17- чохол ТК; |
| 7 - опорний стакан (опорна труба); | 18-чихол КНІ; |
| 8 - вигородка активної зони; | 19 - захисна труба СУЗ; |
| 9 - верхня (дистанційна) плита БЗТ; | 20 - штанга приводу СУЗ; |
| 10 - середня плита БЗТ; | 21 -стійка ЕВ; |
| 11 - нижня (опорна) плита БЗТ; | 22 - стійка ТК; |
| | 23 - ТВЗ (паливна касета). |

Корпус реактора ВВЕР-1000 (рис. 5.2) є зварною циліндровою посудиною з еліптичним днищем і складається з фланця, зони патрубків, опорної обичайки, циліндрової частини і еліптичного днища. Фланець і всі обичайки виконані суцільно кованими, днище - штамповане. Патрубки умовним діаметром 850 мм витягнуто з основного металу обичайки зони патрубків методом гарячого штампування.

Матеріал корпусу 15Х2НМФА. Внутрішня поверхня має наплавлення з нержавіючої сталі 0Х18Н10Т товщиною 7 мм.

На внутрішній поверхні фланця є борт, на який спирається шахта реактора. На верхньому торці корпусу є різьбові гнізда під шпильки головного роз'єму і кільцеві канавки для розміщення пруткових ущільнювачів. Контроль течії ущільнення головного роз'єму передбачається через спеціальне свердлення. Зона патрубків складається з двох обичайок, в кожній з яких є по 4 головні циркуляційні патрубки D_y 850.

Теплоносій входить в нижній ряд патрубків, виходить з верхнього ряду. В цих обичайках є також по 2 отвори з патрубками D_y 300 для аварійного охолодження активної зони реактора. На рівні осей верхнього ряду патрубків D_y 850 розташований також отвір з патрубком D_y 250 для виводу імпульсних трубок контрольно вимірювальних приладів (КВП) з пристроями для відключення.

На внутрішній поверхні верхньої обичайки зони патрубків нижче за рівень патрубків D_y 850 приварено розділове кільце. До внутрішньої поверхні циліндрової частини корпусу приварені кронштейни для фіксації нижньої частини шахти. На зовнішній поверхні опорної обичайки розташований опорний борт з пазами під шпонки для закріплення реактора на опорному кільці бетонної шахти. Вся внутрішня поверхня корпусу покрита антикорозійним наплавленням завтовшки 7-9 мм. В місцях зіткнення з кришкою, шахтою, прокладкою, приварювання кронштейнів, деталей кріплення патрубків КВП, на внутрішній поверхні всіх патрубків антикорозійне наплавлення має товщину не менше 15 мм. Вага корпусу 373 т, а в комплекті з допоміжними вузлами - 468 т.

Матеріал корпусу - сталь 15Х2НМФА, наплавлення - 018Х19Н10Т2Б. Корпус розрахований на робочий тиск 15,7 МПа; розрахунковий тиск 17,7 МПа, пробний - 24,5 МПа, температуру стінок 350 °С; температуру стінок при першому гідровипробуванні 50 °С, різниця температур теплоносія 31 °С.

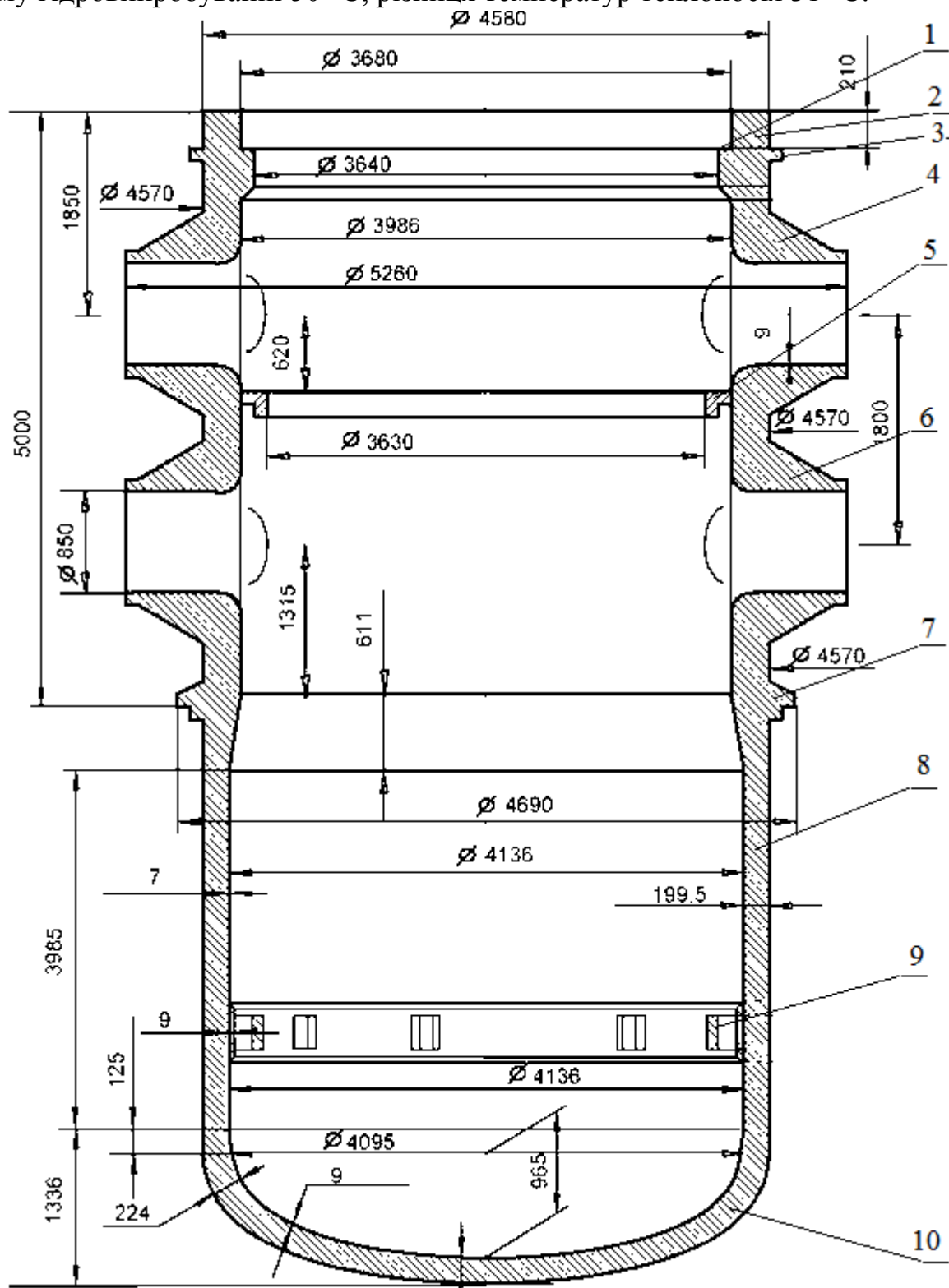


Рис. 5.2 - Корпус реактора ВВЕР-1000:

1 – борт для встановлення шахти; 2 – фланець корпусу; 3 – борт для встановлення упорного кільця; 4 – обичайка верхніх патрубків (виходу); 5 – розділове кільце; 6 – обичайка нижніх патрубків (входу); 7 – опорний борт

корпусу реактора; 8 – циліндрична обичайка; 9 – кронштейні для віброгасників шахти; 10 – еліптичне днище

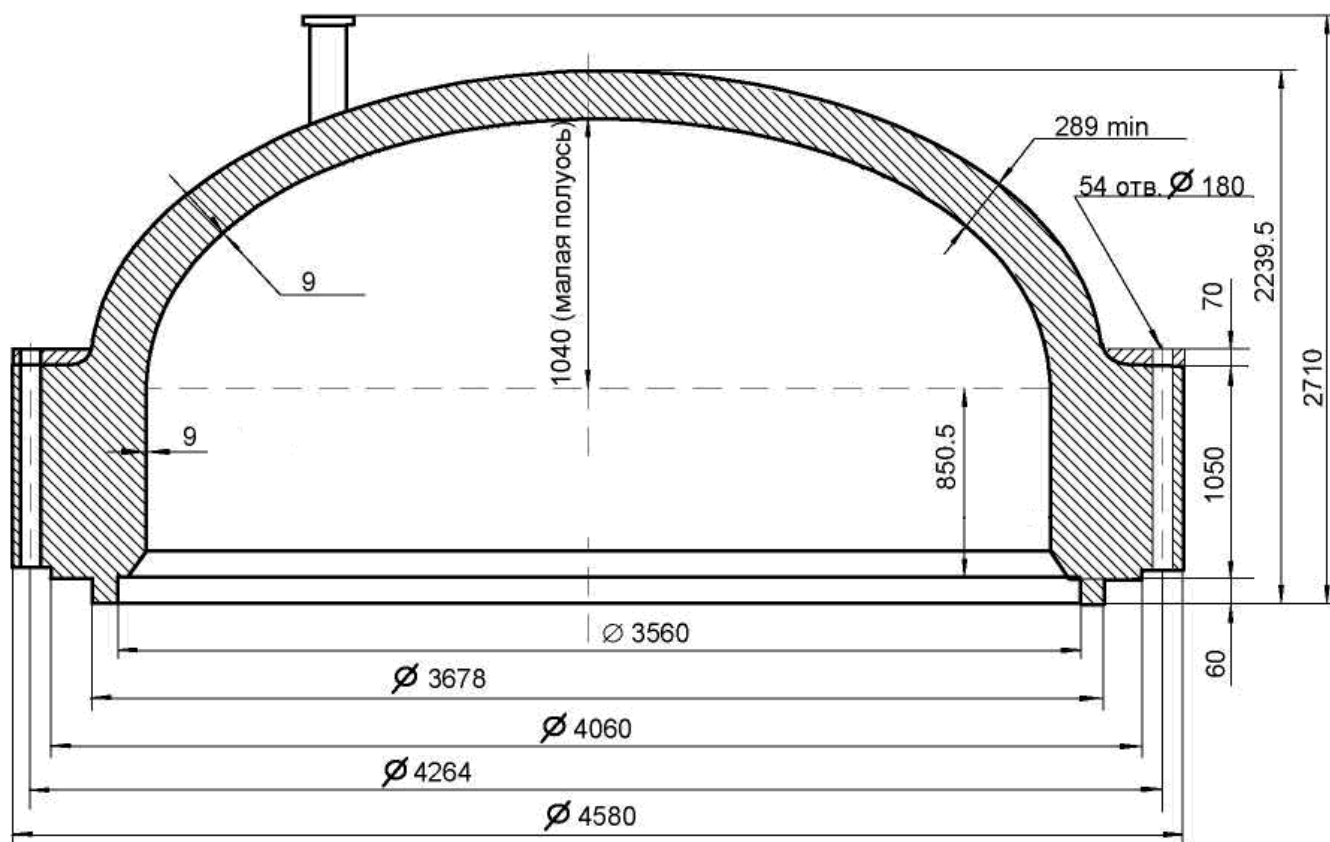


Рис. 5.3 - Крышка реактора ВВЕР-1000

На торцевій поверхні кришки є контактна поверхня для пруткових прокладок ущільнення головного роз'єму. У фланці кришки виконані крізьні отвори для проходу шпильок головного роз'єму і різьбові гнізда для закріплення системи центрування верхнього блоку. На кришці розташовані патрубки для приводів ОР СУЗ (виконані з вуглецевої сталі з сорочкою з нержавіючої сталі), патрубки температурного контролю і контролю енерговиділення (виконані з вуглецевої сталі), патрубок повітряника (із сталі 08Х18Н10Т) і бобишки з різьбовими гніздами для установки металоконструкції верхнього блоку. Вага кришки реактора ВВЕР-1000 91 т.

Істотно різні по конструкції ущільнення головного роз'єму корпусів реакторів ВВЕР-440 і ВВЕР-1000.

На реакторі ВВЕР-1000 конструкція ущільнення істотно спрощена (рис. 5.4). Шпильки М170·6 із сталі 38ХНЗМФА мають три різьбові частини: нижня - для кріплення в корпусі реактора, середня - для гайки і верхня - для з'єднання з гайковертом.

Нижні і верхні шайби виконані з одного торця сферичними. Щільність роз'єму забезпечується обжиманням двох нікелевих прокладок, встановлюваних в місці контакту фланця кришки і фланця корпусу. Матеріал гайок і шайб - сталь 38ХНЗМФА, проміжного кільця - 48ТС.

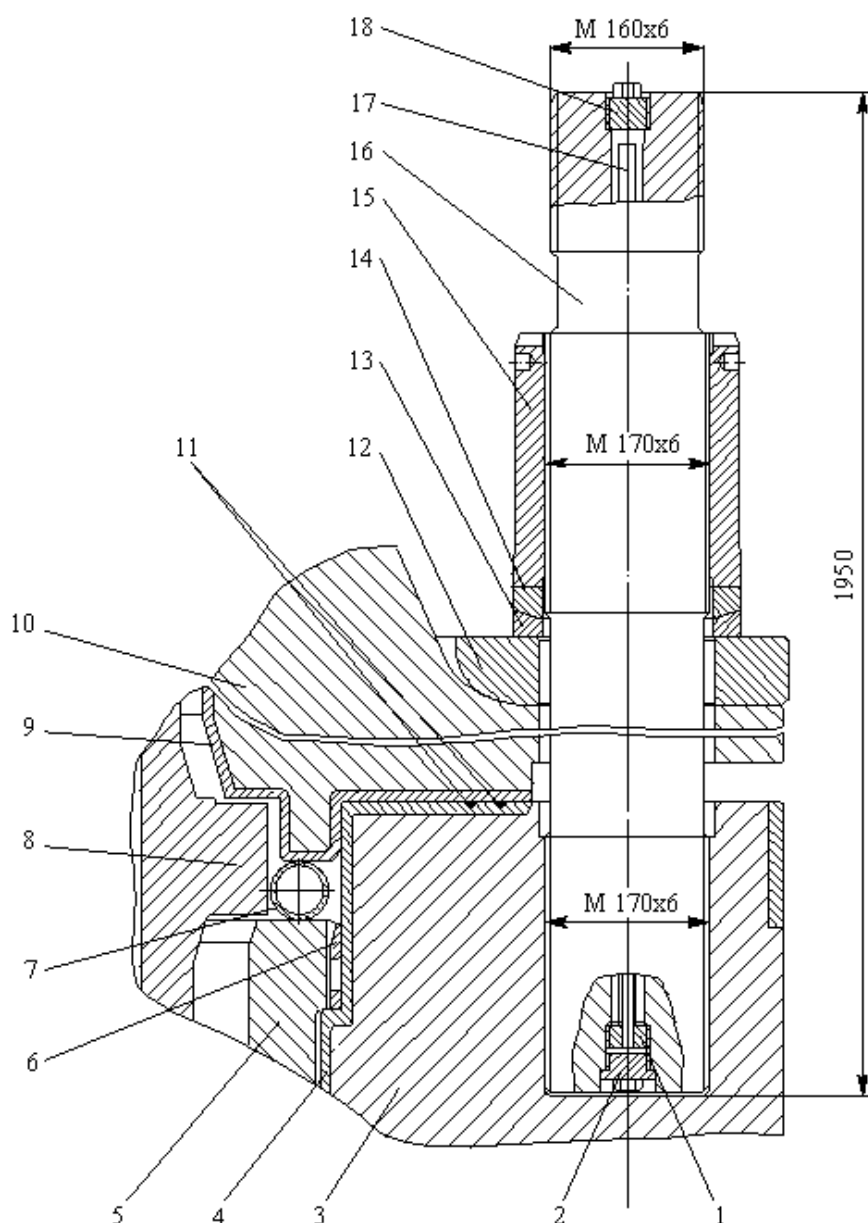


Рис. 5.4 - Вузол ущільнення головного роз'єму реактора ВВЕР-1000:

- 1 - втулка;
- 2- пробка;
- 3- корпус реактора;
- 4 - наплавлення антикорозійне;
- 5 - шахта;
- 6 - шпонка;
- 7 – труба;
- 8 – блок захисних труб;
- 9 – наплавлення анти-корозійне;
- 10 – кришка;
- 11 – кільцева прокладка;
- 12 – кільце проміжне;
- 13 - шайба увігнута;
- 14 - шайба опукла;
- 15 - гайка;
- 16 – шпилька;
- 17 - стрижень;
- 18 - пробка.

Верхній блок

Верхній блок призначений для ущільнення реактора, розміщення приводів ШЕМ і електрообладнання приводів, розміщення висновків комунікацій системи ВРК і їх ущільнення, утримання від спливання касет, БЗТ і шахти реактора. Верхній блок складається з наступних основних вузлів: кришки, приводів ШЕМ, металоконструкції.

Внутрішньо-корпусні пристрої

У ВВЕР-1000 шахта має своє еліптичне днище (рис. 5.5), в перфорацію якого встановлені опорні стакани для ТВЗ.

У реакторі ВВЕР-440 в середній частині шахти в районі активної зони розташований тепловий екран, що знижує потік нейтронів і γ -квантів на корпус реактора. Екран кріпиться зваркою до обичайки шахти і спирається на ребра кріплення. В реакторі ВВЕР-1000 екран відсутній, і роль захисту корпусу виконує спеціальна вигорodka (рис. 5.6), встановлена всередині шахти.

Вигорodka є обичайкою, що складається з п'яти кілець, які скріплюють між собою за допомогою шпильок і фіксуються в плані щодо один одного штифтами.

Для установки вигородки усередині шахти є спеціальний борт. Додаткові призначення вигородки: дистанціювання периферійних тепловидільних збірок і зменшення течії води мимо активної зони. В обичайках вигородки є спеціальні отвори для установки зразків-свідків корпусної сталі і датчиків для виміру нейтронного потоку. Вигородка допускає флюєнс швидких нейтронів з енергією більше 0,4 MeV за 30 років не більше $4,5 \cdot 10^{22}$ нейтрон/см². Флюєнс швидких нейтронів F - повне число нейтронів з енергією, більшою за визначене значення, що проходить через одиницю площі за час опромінення. Матеріал вигородки - нержавіюча сталь 08X18H10T. Цей же матеріал використовується і для шахт обох типів реакторів, а також для інших внутрішньо-корпусних пристроїв реактора ВВЕР-440. Верхня частина обичайки шахти в обох типах реакторів перфорована великою кількістю отворів (понад 2000 шт. з діаметром 30 мм) для проходу води у відповідні патрубки.

Активна зона

У безчохлових касетах пучок труб для кластерів або поглинаючих елементів (ПЕЛ) з'єднується з головою касети, виконаної з нержавіючої сталі, і з нижніми кінцевими ґратами (рис. 5.7). В головці касети встановлені підпружинені штирі, що упираються в нижню плиту блоку захисних труб. В ТВЗ ВВЕР-1000 сама головка має підпружинену частину, що також упирається в нижню плиту БЗТ. Іноді в нижній плиті БЗТ встановлені спеціальні ловці, що входять в головку касет. Таким чином проводиться фіксація касет і організовується їх термічне розширення. В головці касети є спеціальний пристрій для її захоплення і транспортування.

У реакторах ВВЕР-1000 і у ряді зарубіжних реакторів великої потужності поглинаючі стрижні мають принципово іншу конструкцію ніж у ВВЕР-440. В цих реакторах в кожній ТВЗ передбачена наявність пучка рухомих стрижнів, так званого кластера, - поглиначів, які рухаються в спеціальних напрямних трубках, встановлених замість деяких твелів.

Крім того, ці трубки утворюють жорстку конструкцію, що сполучає головку і хвостовик ТВЗ. Так, наприклад, в серійному реакторі ВВЕР-1000 у ТВЗ є 18 напрямних трубок з нержавіючої сталі $\varnothing 12,6 \times 0,65$ мм для ПЕЛ.

Кластер включає 18 поглинаючих стрижнів $\varnothing 8,2 \times 0,6$ мм, заповнених карбідом бору (В₄С).

У нижній частині трубка заглушена кінцевими деталями також з нержавіючої сталі. Поглинаючі елементи кріпляться на пружинних підвісках загальної траверси, яка тягою з'єднується з приводним механізмом. Рухомі ПЕЛ встановлені в 61 касеті з 163. В решті касет замість ПЕЛ встановлюються пучки нерухомих стрижнів вигоряючого поглинача (СВП), по конструкції аналогічної ПЕЛам, але оболонка СВП виконується з цирконієвого сплаву з діаметром, приблизно рівним діаметру твела. Оболонка заповнюється вигоряючим поглиначем з концентрацією бору до 0,8 % маси основного матеріалу, звичайно цирконію. Для охолодження СВП і ПЕЛ усередині напрямних каналів організований потік теплоносія, що поступає через отвори, просвердлені в

нижній частині трубок. Порівняльна характеристика ТВЗ різних реакторів з водою під тиском наведена в табл. 5.1.

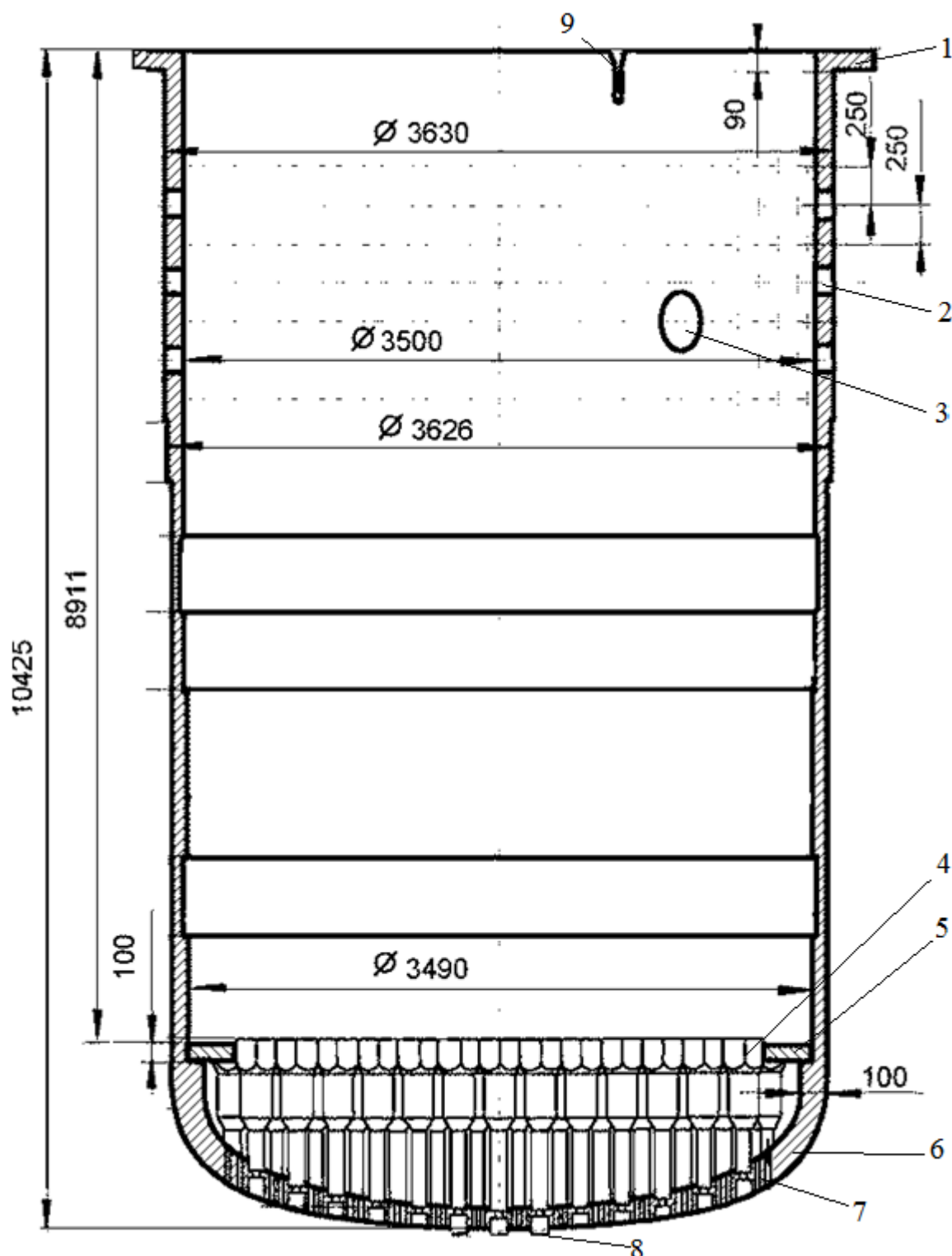


Рис. 5.5 - Шахта реактора ВВЭР-1000:

1 – фланець шахти; 2 – отвори для виходу теплоносія; 3 – отвір напроти патрубків САОЗ у верхньому ряді патрубків; 4 – опорні стакани; 5 – гранований пояс; 6 – еліптичне днище шахти; 7 – отвори в днищі для проходу теплоносія; 8 – виступи на днищі для забезпечення проходу теплоносія до активної зони у випадку падіння шахти; 9 – проріз у фланці для дистанціювання пристрою транспортування шахти

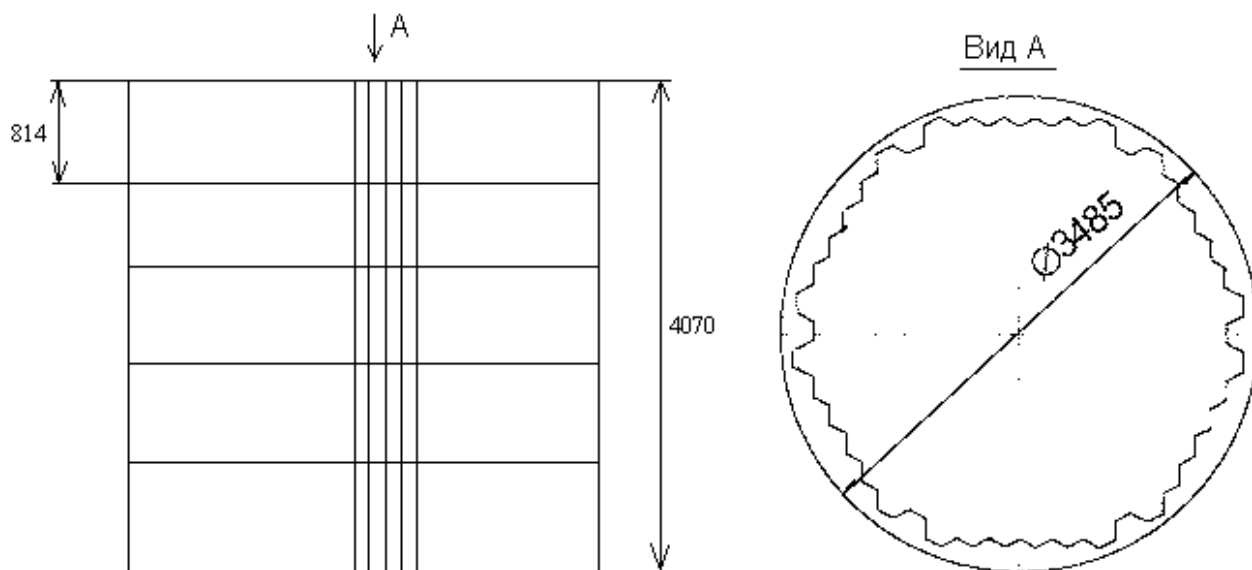


Рис. 5.6. Вигорodka реактора ВВЭР-1000.

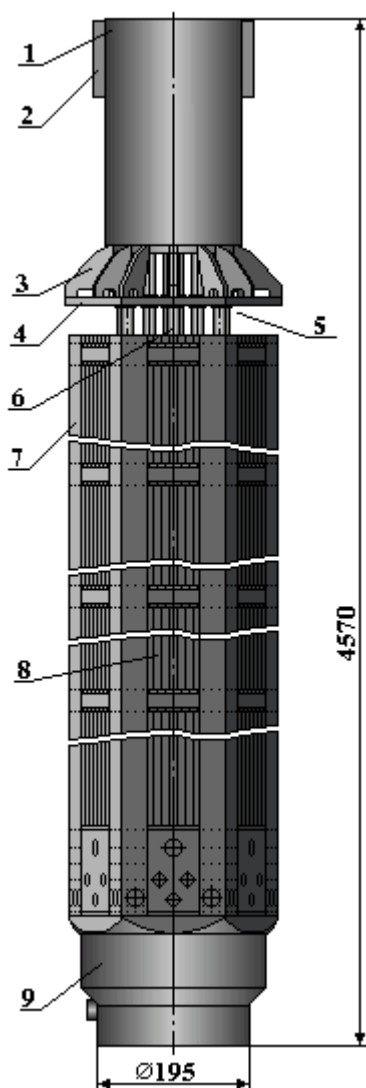


Рис. 5.7 - Паливна касета реактора ВВЭР-1000 (ТВЗ-А):

- 1 - головка;
- 2 - шпонка для транспортування;
- 3 - ребро;
- 4 - плита;
- 5 - напрямна труба ПЕЛа;
- 6 - труба центральна;
- 7 - кутник;
- 8 - твел;
- 9 - хвостовик.

Касети ВВЕР V блоку НВАЕС виконані з перфорованим чохлам, товщина стінки якого 1,5 мм. В 109 касетах знаходяться рухомі поглинаючі елементи (ПЕЛ), а в периферійних 42 касетах – нерухомі стрижні вигоряючого поглинача (СВП). Збільшення числа ПЕЛ з 12 до 18 підвищує міцність силового каркаса, а перехід до безчохлової касети в уніфікованому варіанті ВВЕР збільшує кількість касет

від 151 до 163 та зменшує навантаження на твєл або збільшує потужність реактора.

Таблиця 5.1 - Порівняльні характеристики касет реакторів ВВЭР

Тип реактора	ВВЭР-440	ВВЭР-1000 (V блок НВАЕС)	ВВР-1000 (уніфікований)	Фірма Siemens	Фірма Westing-house PWR
Теплова потужність, МВт	1375	3000	3200	3765	3425
Діаметр твела, мм	9,1	9,1	9,1	9,5	10,7
Товщина оболонки, мм	0,65	0,65	0,65	0,64	0,61
Висота стовпа табл., м	2,42	3,55	3,63	3,9	3,66
Форма касети	Шестигранна			Квадратна	
Оболонка касети	Чохлова		без чохла		
	Суцільна	з перфорацією			
Розмір під ключ, мм	144	238	234	229	215
Число стрижнів в ТВЗ	127	331	331	324	212
Число твелів	120	317	312	300	204
Крок ґрат твелів, мм	12,2	12,6	12,75	12,7	14,3
Крок ТВЗ, мм	146	241	236	231	217
Збагачення палива %	3,3	2/3/4,4	2,2/3,3/4,4	1,9/2,5/3,2	3,2

В уніфікованому ВВЕР-1000 головка ТВЗ складається з нерухокої частини, привареної до каркаса із напрямних труб, і рухокої. Між цими частинами встановлюються пружини, компенсуючі термічне подовження ТВЗ. Головка касети упирається в нижню плиту БЗТ, який притискається кришкою реактора до головок. Опорою для пучка твєлів та напрямних каналів служать нижні ґрати, що є перфорованою плитою з круглими отворами для хвостовиків твєлів і отворами довільної форми для проходу теплоносія. Нижні ґрати через систему ребер з'єднуються з хвостовиком ТВЗ, що має форму циліндра. Ребра також надають жорсткість ґратам. Циліндрова частина хвостовика входить в опорний стакан в днищі шахти. Перехідна поверхня між циліндром і шестигранною трубою ТВЗ є опорною поверхнею касети. На хвостовику ТВЗ для орієнтування її в плані є фіксуючий палець. Дистанційні ґрати встановлюються по висоті активної зони через 225-250 мм, перешкоджаючи вібрації твєлів і їх стиканню.

Зіставлення характеристик ВВЕР і PWR показує, що при приблизно однаковому діаметрі корпусу потужність реакторів за 16 років зростає в 5 разів, а ККД - на 20 %. Таке значне зростання пояснюється, перш за все, збільшеною поверхнею твєлів, підвищенням параметрів теплоносія і пари, що йде на турбіни, а також збільшенням температурного натиску між поверхнею твєла і теплоносієм, тобто зменшенням коефіцієнтів запасу. Збільшення теплообмінної поверхні твєлів пояснюється переходом на кластерне регулювання, відмовою від оболонки касети, відмовою від теплового екрану всередині корпусу

реактора. Подальше підвищення потужності можливе двома шляхами: підвищенням діаметру корпусу і зменшенням діаметру твела. Перший шлях лімітується можливостями транспортування корпусу від місця виготовлення до місця установки. Як відомо, габаритний розмір перевезення вантажів по залізних і автомобільних дорогах в Україні складає приблизно для більшості автодоріг 6,0 м, а по залізницях не повинен перевищувати 4,5 м. Вихід може бути знайдений у виготовленні корпусів реактора на місці установки. Для цього корпус повинен бути тонкостінним.

Підвищення одиничної потужності блоку знижує питомі витрати на установку, але підвищує питомі витрати на резерв. В результаті функція сумарних витрат залежно від потужності має мінімум, що визначає оптимальне значення потужності установки. Очевидно, цей оптимум залежить від наявності в конкретній енергосистемі резервних потужностей, що швидко пускаються.

Другий шлях збільшення потужності пов'язаний із збільшенням поверхні теплообміну, що досягається зменшенням діаметру твелів. Проте зменшення діаметру призводить до підвищення вартості твелів. Є оптимальна величина діаметру, оскільки у міру його зменшення зростання вартості твела обганяє зростання поверхні теплообміну. Проведені проектні опрацювання показали, що при переході до діаметру твелів біля 6 мм в корпусі ВВЕР-1000 потужність може бути підвищено до 2000 МВт (е).

Для збільшення кампанії реактора застосовується підвищене збагачення ураном-235 і введення в паливо інтегрального вигоряючого поглинача у вигляді Gd_2O_3 . В результаті того, що гадоліній має великий переріз поглинання нейтронів, він забезпечує компенсацію надмірної реактивності на початку кампанії без збільшення числа поглинаючих елементів. Звичайно число ядер гадолінію не перевищує 8 % від числа ядер ^{235}U (в 8 % твел вводиться Gd в кількості не більше 8 %). Крім того, введення Gd в периферійні касети знижує нейтронний потік, падаючий на корпус реактора, що дозволяє продовжити його ресурс.

У реакторах ВВЕР-1000 і у ряді зарубіжних реакторів великої потужності поглинаючі стрижні мають принципово іншу конструкцію ніж у ВВЕР-440. В цих реакторах в кожній ТВЗ передбачена наявність пучка рухомих стрижнів, так званого кластера, - поглиначів, які рухаються в спеціальних напрямних трубках, встановлених замість деяких твелів.

Конструкція ТВЗ, ПС СУЗ, СВП реактора ВВЕР-1000

У ядерних реакторах паливо зазвичай використовується у вигляді таблеток, які виготовляються методом холодного пресування і спікання. Таким засобом можна отримати густину діоксиду урану, що досягає 95 % теоретичного значення, рівного $10,97 \text{ г/см}^3$. Максимальна густина бажана тут як для збільшення вмісту урану в ТВЕЛі, так і для кращого утримання продуктів ділення. Таблетки укладають стовпцем усередині тонкостінних чохла з відповідних матеріалів, таких як цирконій або нержавіюча сталь. Паливні стрижні (ТВЕЛі) потім збираються в касети або тепловиділяючі збірки (ТВЗ). У головному блоці з ВВЕР-1000 - на V блоці НВАЕС використовувалися

чохлові ТВЗ з підпружиненими штирями, як у ТВЗ ВВЕР-440. ТВЗ серійних реакторів є вже безчохлові (рис. 5.7).

ТВЕЛі заповнюються гелієм, щоб збільшити теплопередачу між таблетками і оболонкою. ТВЕЛі в касеті утримуються ґратами, розташованими з деякими інтервалами по довжині ТВЗ. Така конструкція забезпечує компенсацію зміни розмірів і дозволяє теплоносію вільно циркулювати уздовж ТВЕЛів.

З причини низької теплопровідності температурні градієнти в паливній таблетці дуже великі, в результаті таблетки можуть розтріскуватися унаслідок високих термічних напружень. Виникнення тріщин полегшує радіальні переміщення палива і продуктів ділення. Розтріскування і утворення порожнин в паливі з причини радіаційних дефектів кристалічної решітки і накопичення газоподібних продуктів ділення призводить до поступового зменшення теплопровідності, яка кінець кінцем може знизитися більш ніж на порядок.

Розпухання палива при накопиченні продуктів ділення може призвести до неприпустимо високої напруги в оболонках ТВЕЛів. Виникнення такої напруги найсильніше виявляється у високо напружених реакторах на швидких нейтронах, що мають високу глибину вигорання. Проте локальна напруга в оболонках ТВЕЛів може виникати і в легководних реакторах при малих глибинах вигорання, наприклад, із-за зсуву окремих шматків палива, що розтріскалося, і тиску їх на оболонку ТВЕЛа. Як вже згадувалося вище, між паливом і оболонкою зазвичай передбачаються зазори, заповнені гелієм. Ці зазори дозволяють паливу вільно розширюватися, і тим самим запобігають прямій дії на оболонку. Для більшої надійності в ТВЕЛах сучасних реакторів типу PWR створюють заздалегідь високий тиск, щоб знизити різницю тиску між теплоносієм і внутрішньою порожниною ТВЕЛів. Цей захід протидіє деформації цирконієвих оболонок, яка може призвести до їх контакту з паливом.

Якщо велика глибина вигорання приведе до прямого контакту палива з оболонкою ТВЕЛа, то при швидкому збільшенні потужності реактора в оболонці може виникнути висока напруга і можливе її руйнування. Щоб його уникнути, встановлені обмеження на швидкість збільшення потужності реактора після його зупинки.

Касети ВВЕР-1000 були виконані безчохловими з метою кращого міжканального перемішування теплоносія в нормальних і аварійних режимах. У проекті активної зони ВВЕР-1000 були розроблені паливні цикли з дворічною і трирічною кампанією палива.

Експлуатація цього палива почалася в 1980 році, перехід на трирічну кампанію палива - в 1989-1992 роках. До теперішнього часу вже накопичений позитивний досвід експлуатації касет ВВЕР-1000 чотирирічної кампанії палива. Йде робота по переходу на 1,5 річну кампанію реактора.

Починаючи з другої половини 1992 року, мали місце випадки порушення в роботі поглинаючих стрижнів (ПС) СУЗ, які полягали в перевищенні проектного часу падіння (більше 4 секунд) або зависання ПС СУЗ. В результаті роботи міжвідомчої комісії з виявлення причин заклинювання ПС СУЗ на блоках ВВЕР-1000 було визначено, що однією з причин є поява додаткових сил

тертя між ПС СУЗ і напрямними каналами через викривлення ТВЗ. Це викликає появу підвищених міжкasetних зазорів і, відповідно, теплових навантажень. Зауваження по надійності спрацювання аварійного захисту призвели до необхідності розробки і впровадження нових типів ТВЗ і вдосконалених паливних циклів з цими касетами.

Останніми роками виконаний великий об'єм розрахункових і експериментальних досліджень для обґрунтування реалізації модернізованих паливних циклів ВВЕР-1000. Покращено технологічні і експлуатаційні характеристики ТВЕЛів і ТВЗ (підвищена якість виготовлення паливних таблеток, оболонкових труб і ТВЕЛів, оптимізована конструкція ТВЗ, розроблена технологія виготовлення ТВЗ з цирконієвими дистанційними ґратами і напрямними каналами, відпрацьована і освоєна технологія виробництва уран-гадолінієвого палива). Передбачається збільшення економічної ефективності паливного циклу за рахунок підвищення глибини вигорання.

Розглядається можливість застосування змішаного уран-плутонієвого циклу з використанням як енергетичного, так і збройового плутонію. Розроблені і впроваджені розбірні ТВЗ, які дозволяють проводити заміну дефектних ТВЕЛів. На АЕС України вже змонтовані стенди, виробництва Westinghouse, для виконання операції пошуку дефектного ТВЕЛу і його заміни. Нейтронно-фізичними розрахунками показана можливість реалізації п'ятирічних паливних циклів.

Комплекс касет реактора ВВЕР-1000 призначений для генерування теплової енергії, забезпечення теплообміну і управління процесом енерговиділення в активній зоні реактора. Комплекс касет, в загальному випадку, є сукупністю різних касет, ПС СУЗ і пучків СВП, призначених для виконання в активній зоні реактора взаємозв'язаних експлуатаційних функцій. Розглянемо конструкцію базової касети, що має позначення 0401.01.00.000.

Касета або ТВЗ призначена для генерування теплової енергії і передачі її потоку теплоносія в активній зоні реактора. ТВЗ здійснює дистанціювання тепловиділяючих елементів (ТВЕЛів), формує потік теплоносія, забезпечуючи необхідне охолодження ТВЕЛів. ТВЗ забезпечує механічну цілісність збірки ТВЕЛів, перешкоджає виникненню і розповсюдженню локальної аварії, пов'язаної із зменшенням потоку теплоносія в окремі осередки і руйнуванням частини ТВЕЛів. Загальний вигляд базової касети представлений на рис. 2.16. До складу касети входять: головка; 18 напрямних каналів; труба центральна; 312 ТВЕЛів; 15 дистанційних ґрат; ґрата нижня; 21 шплінт; хвостовик.

Головка (рис. 5.8) забезпечує взаємодію касети з плитою БЗТ реактора і є конструкцією, до складу якої входять: обичайка верхня; обичайка нижня; шток; 3 болти; 16 пружин; шайба.

Верхня обичайка є трубою, на зовнішній поверхні якої є два ребра, а внутрішній об'єм розділений плитою на дві порожнини. Одна порожнина призначена для розміщення головки ПС СУЗ або пучка СВП. У іншій порожнині розташовані пружини.

Труба забезпечує взаємодію головки касети з гніздом в плиті БЗТ, а за допомогою ребер здійснюється взаємодія касети з транспортно-технологічним

устаткуванням і орієнтація її в реакторі. Плита має отвори для проходу втулки штока, труб нижньої обичайки, болтів і служить упором для пружин і втулки штока.

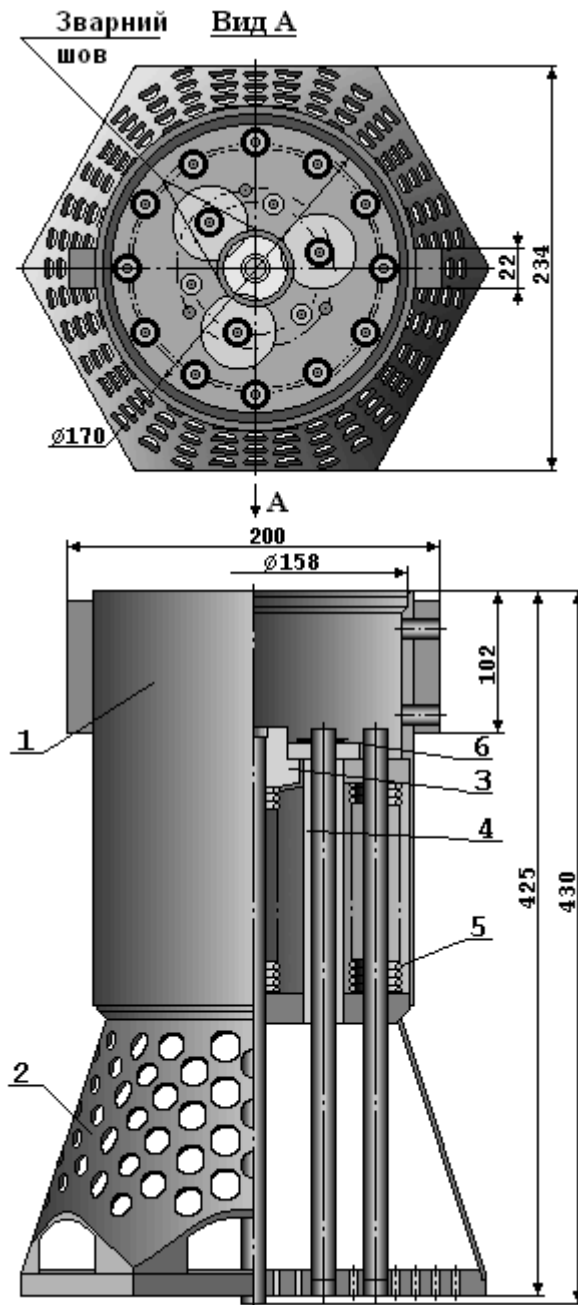


Рис. 5.8 - Головка базової ТВЗ реактора ВВЕР-1000:

- 1 обичайка верхня, сталь 12Х18Н10Т;
- 2 обичайка нижня, сталь 08Х18Н10Т;
- 3 шток, сталь 12Х18Н10Т;
- 4 болт, 3 шт., сталь 12Х18Н10Т;
- 5 пружина, 16 шт., сталь 12Х18Н10Т;
- 6 шайба.

Нижня обичайка є порожнім усіченим конусом з плитами в обох підставах, через які проходять труби. Конус і плита в нижній підставі мають отвори для протоки теплоносія і служать для захисту ТВЕЛів від механічних пошкоджень при перевантаженнях касет в активній зоні, а також для стабілізації потоку теплоносія на виході з касети. Плита у верхній підставі конуса має різьбові отвори для болтів і служить опорою для пружин. Труби закріплені за допомогою зварки в нижній підставі конуса і використовуються як напрямні для пружин.

Болти зв'язують частини головки в єдину конструкцію.

Пружини виконують наступні функції:

- забезпечують необхідне зусилля для утримання касет від спливання в активній зоні;
- компенсують допуски і різницю температурних розширень елементів касети і ВКП реактора;
- компенсують динамічні навантаження на касету при аварійних ситуаціях, пов'язаних з порушення щільності першого контуру реактора;
- компенсують динамічні навантаження на поглинаючі елементи ПС СУЗ при спрацьовуванні аварійного захисту реактора.

Шайба призначена для стопоріння болтів. Головка кріпиться до каналів за допомогою зварки.

Канал (напрямний) (рис. 5.9) є силовим елементом конструкції касети і складається з труби і наконечника.

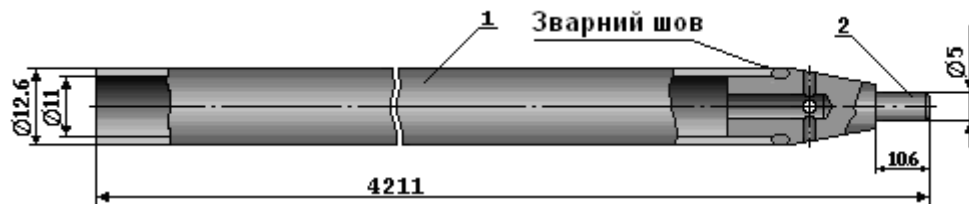


Рис. 5.9 - Напрямний канал для поглинаючого елемента:
1 - труба; 2 - наконечник.

Труба забезпечує умови для проходження ПС СУЗ і пучка СВП усередині пучка ТВЕЛів.

Наконечник має виступ, яким канал кріпиться за допомогою зварки в нижніх ґратах, і отвори для проходу теплоносія, що калібруються і дозволяють:

- організувати надійне охолодження ПС СУЗ і пучка СВП;
- забезпечити прийнятну швидкість і час падіння ПС СУЗ при спрацюванні аварійного захисту реактора;
- виключити попадання в канал разом з теплоносієм сторонніх частинок, здатних перешкодити падінню ПС СУЗ.

Центральна труба (рис. 5.10) використовується як канал для розміщення в активній зоні реактора датчиків виміру енерговиділення.

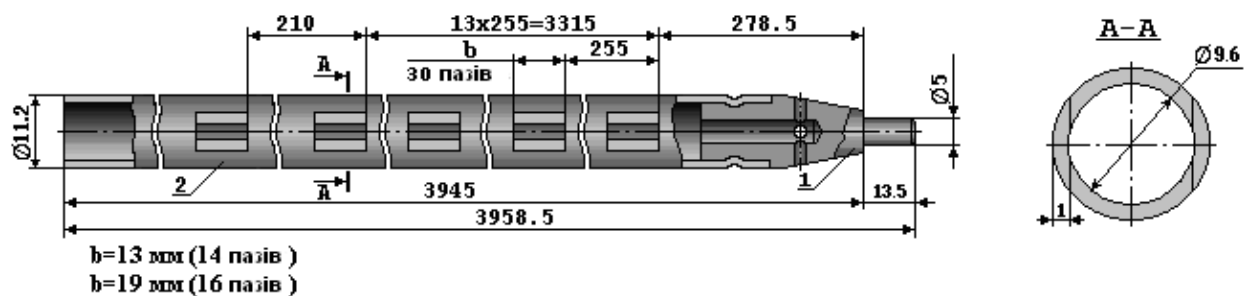


Рис. 5.10 - Центральна труба ТВЗ ВВЕР-1000:
1 - наконечник; 2 - труба.

Центральна труба складається з наконечника і власне труби, сполучених між собою вальцюванням. Наконечник призначений для кріплення центральної труби до нижніх ґрат і має отвори для проходу теплоносія, що калібруються. Труба має пази для фіксації положення дистанційних ґрат.

ТВЕЛ (рис. 5.11) призначений для генерування теплової енергії і передачі її теплоносію.

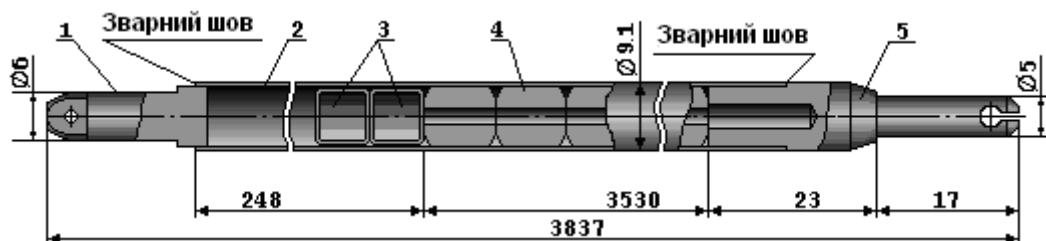


Рис. 5.11 - Тепловиділяючий елемент реактора ВВЕР-1000:

- 1 - заглушка верхня, сплав Zr +1 % Nb;
 2 - оболонка, сплав Zr +1 % Nb; 3 - фіксатор, нержавіюча сталь;
 4 - таблетка, двоокис урану; 5 - заглушка нижня, сплав Zr +1 % Nb.

ТВЕЛ є герметизована з обох кінців за допомогою заглушок і зварки оболонка. Внутрішній об'єм оболонки заповнений паливними таблетками з двоокису урану і гелієм під тиском. Стовп паливних таблеток зафіксований від переміщень двома фіксаторами - циліндрові пружинні втулки. Над стовпом паливних таблеток є вільний об'єм, використовуваний як газозбірник для газоподібних продуктів ділення, що виділяються в процесі експлуатації. Робота ТВЕЛів характеризується дуже високими тепловими навантаженнями (приблизно 450 Вт/см) і значними температурними перепадами по поперечному перетину палива, які можуть складати декілька сотень градусів.

Паливні таблетки (рис. 5.12) мають центральний осьовий отвір для забезпечення теплового розширення і збільшення об'єму газозбірника.

Не дивлячись на те, що при діленні урану утворюється багато радіоактивних продуктів, діоксид урану при нормальних робочих температурах утримує більше 98 % цих продуктів. Близько 1-2 % продуктів, в основному газоподібні і летючі - криптон (Kr), Ксенон (Xe) і йод (I), дифундують в газовий об'єм між паливною композицією і оболонкою, при цьому герметична оболонка перешкоджає їх виходу в теплоносій.

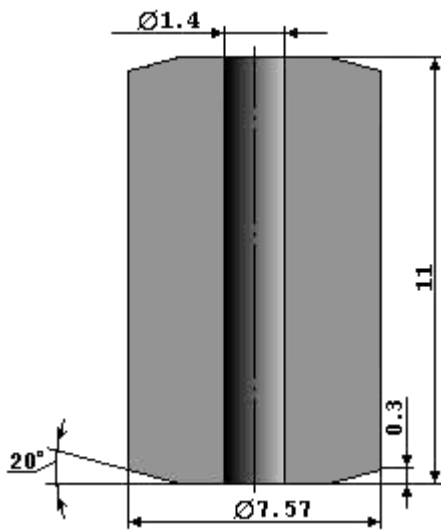


Рис. 5.12. паливна таблетка

Поведінка палива як "бар'єру", що утримує продукти ділення, залежить від температури і ступеня вигорання. При температурах нижче 1000 °C діоксид урану утримує все, навіть газові продукти ділення. Із зростанням температури і вигорання картина істотно міняється. Продукти ділення стають рухомими. Цей процес має дифузійну природу.

При температурі вище 1600 °C велика частка газів виходить з палива під оболонку, помітно зростає також вихід йоду і інших летючих нуклідів. Щоб паливо виконувало свої "бар'єрні" функції, важливо, щоб взаємодія палива з теплоносієм була мінімальною. Один з важливих критеріїв, що характеризують умови роботи паливної композиції, - це досягнення температури плавлення. Цей параметр особливо важливий при швидкому підвищенні потужності, коли температура оболонки підвищилася ще незначно. Плавлення палива треба розглядати як втрату бар'єрних функцій не тільки паливом, але і ТВЕЛом в цілому.

Допустимі межі пошкодження ТВЕЛів при нормальній експлуатації для ВВЕР наступні:

- число ТВЕЛів з мікро дефектами не має перевищувати 0,2 - 1 %;
- число ТВЕЛів з прямим контактом палива і теплоносія не має перевищувати 0,02 - 0,1 % загальної кількості ТВЕЛів в активній зоні.

У складних аварійних умовах допускається перевищення проектної межі пошкодження ТВЕЛів для нормальної експлуатації. Максимальна проектна межа пошкодження ТВЕЛів для ВВЕР обумовлена обмеженням розвитку пароцирконієвої реакції:

- температура оболонок ТВЕЛів не більше 1200 °С;
- локальна глибина окислення оболонок ТВЕЛів не більше 18 % від первинної товщини стінки;
- частка цирконію, що прореагувала, не більше 1 % його маси в оболонках ТВЕЛів.

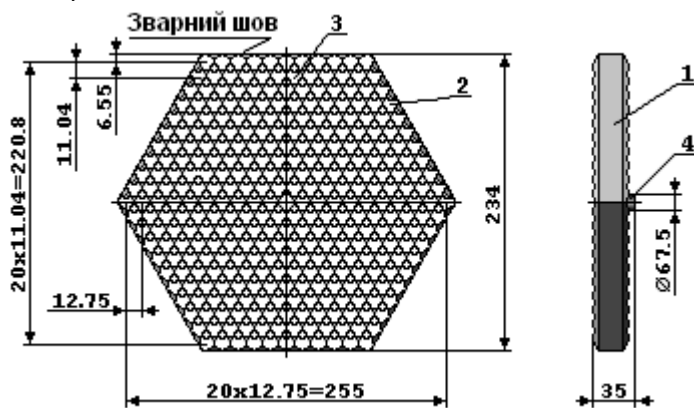
В процесі експлуатації здійснюється безперервний контроль за станом оболонок ТВЕЛів, цілісність яких є найважливішою умовою забезпечення безпеки. Стан оболонок оцінюється системою контролю герметичності оболонок (системою КГО). Для забезпечення цілісності другого основного бар'єру безпеки необхідна підтримка заданого температурного режиму роботи ТВЕЛів і запобігання механічній і корозійній діям на оболонку, що виходять за допустиму межу за умовами міцності.

Нижня заглушка дозволяє закріплювати ТВЕЛ в нижніх ґратах.

Дистанційні ґрати (рис. 5.13) служать для забезпечення заданого розташування ТВЕЛів в касеті і є зварною конструкцією з ободу, осередків і центральної втулки.

Обід забезпечений зубчатыми краями, заломленими в міжтвельний простір, і виконує наступні функції:

- додає дистанційним ґратам додаткову жорсткість і зберігає їх форму;
- захищає ТВЕЛи від механічних пошкоджень під час транспортно-технологічних операцій з касетою;



з активній зоні реактора.

Конструкція осередків і їх розміщення в ґратах забезпечує

Рис. 5.13 - Дистанційна ґрата (неіржавіюча сталь):

- 1 – обід;
- 2 – осередок типу 1, 33 шт.;
- 3 – осередок типу 2, 279 шт.;
- 4 – втулка.

надійне дистанціювання ТВЕЛів і напрямних каналів протягом всього терміну експлуатації касети.

Втулка використовується для закріплення дистанційних ґрат на центральній трубі.

Нижня ґрата служить опорою для ТВЕЛів, а також виконує функції фільтру і стабілізатора потоку теплоносія на вході у касету.

Нижня ґрата складається з власне ґрати і шести куточків, приєднаних в кутах до її бічних граней за допомогою зварки.

Грата є перфорованою плитою з пазами для проходу теплоносія і отворами для кріплення каналів, центральної труби і ТВЕЛів. Куточки служать для з'єднання нижньої ґрати з хвостовиком.

Хвостовик (рис. 5.15) забезпечує взаємодію касети з опорним стаканом в днищі шахти реактора і складається з корпусу, системи ребер, сполучених за допомогою зварки між собою і корпусом, а також фіксатора.

Корпус складається з шестигранної труби, яка переходить за допомогою сферичної поверхні у циліндр. Через внутрішню порожнину хвостовика підводиться теплоносіє. Сферичною поверхнею хвостовик спирається на конічну частину опорного стакана, а циліндрова частина хвостовика входить в циліндрову частину стакана, утримуючи касету у вертикальному положенні.

Ребра служать опорою для нижньої ґрати і спрямовуючими для потоку теплоносія. Фіксатор хвостовика призначений для орієнтації касети в реакторі.

Шплінт є відрізок дроту, який служить для кріплення ТВЕЛів в касеті.

Базова касета має декілька варіантів виконання, що розрізняються між собою схемою розміщення ТВЕЛів у поперечному перетині касети і ступенем збагачення палива по ^{235}U .

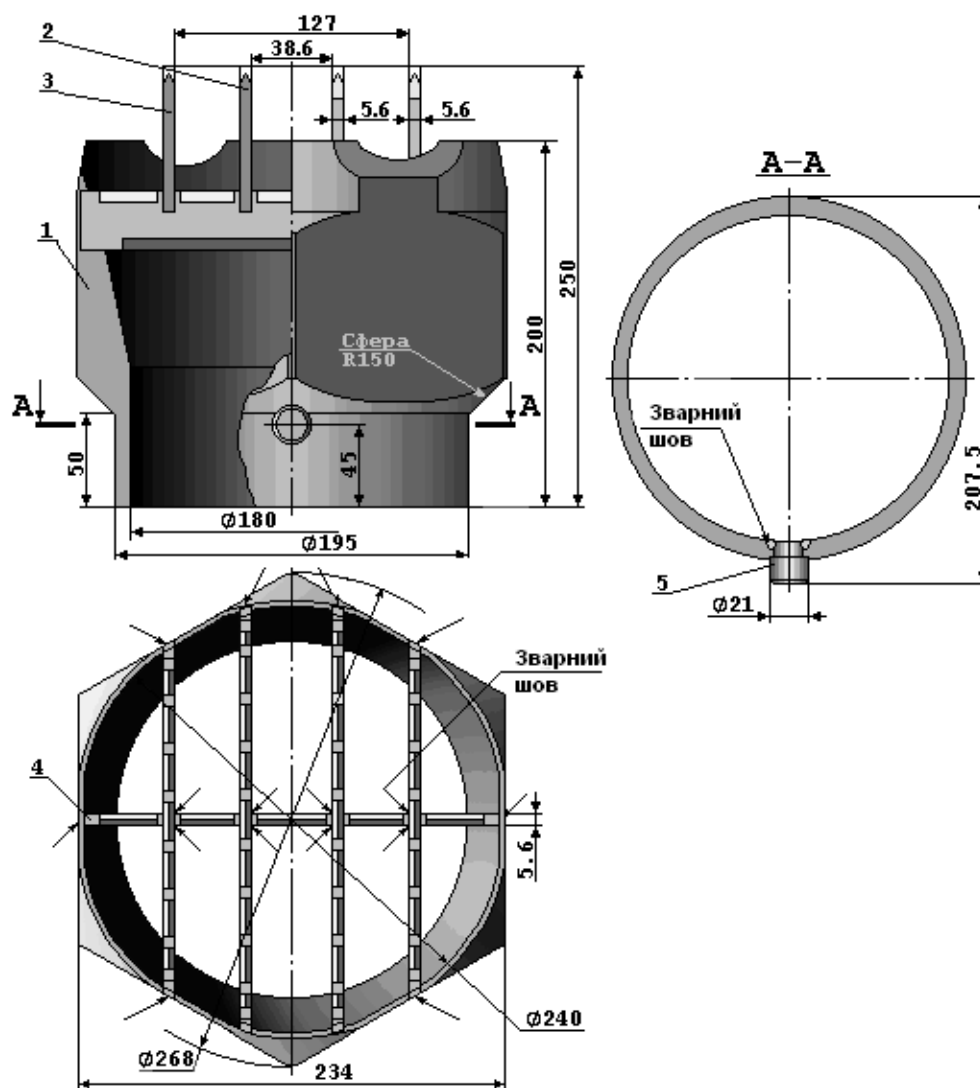


Рис. 5.15 - Хвостовик касети ВВЕР-1000:

1 - корпус;

2 - ребро, 2 шт.;

3 - ребро, 2 шт.;

4 - ребро, 1 шт.;

5 - фіксатор, 1 шт.

Поглинаючі стрижні (ПС) СУЗ (рис. 5.21) входять до складу механічної системи управління і захисту реактора. ПС СУЗ призначені для регулювання потужності реактора і переводу з одного рівня потужності на інший, для швидкого припинення ланцюгової реакції ділення і здійснення аварійного захисту.

ПС СУЗ складається з головки, ПЕЛів, гайок, пружин і має декілька виконань, що розрізняються між собою конструкцією ПЕЛів і поглинаючим матеріалом, що в них використовується. Термін служби таких ПС СУЗ обмежений двома роками роботи в регулюючій групі (10 група) або п'ятьма роками в групі АЗ.

Головка являє собою центральну втулку, від якої відходять консольні ребра з отворами для установки ПЕЛів. Усередині втулки є два виступи для зачеплення з штангою приводу СУЗ і паз для фіксатора, що перешкоджає мимовільному розвороту головки щодо штанги приводу.

ПЕЛі закріплені в головці за допомогою гайок і зварки.

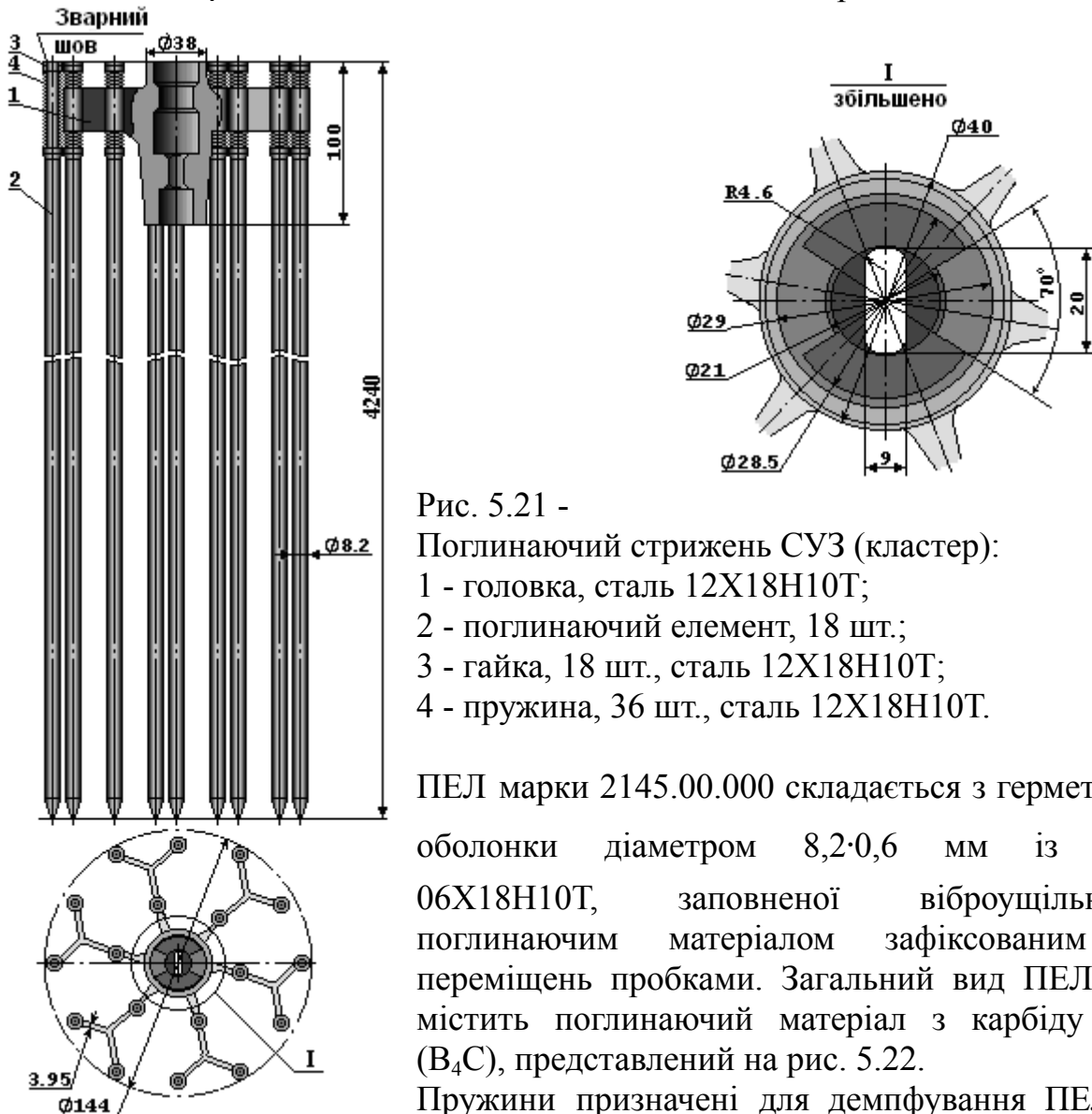


Рис. 5.21 -

Поглинаючий стрижень СУЗ (кластер):

1 - головка, сталь 12X18Н10Т;

2 - поглинаючий елемент, 18 шт.;

3 - гайка, 18 шт., сталь 12X18Н10Т;

4 - пружина, 36 шт., сталь 12X18Н10Т.

ПЕЛ марки 2145.00.000 складається з герметичної оболонки діаметром 8,2·0,6 мм із сталі 06X18Н10Т, заповненої віброущільненим поглинаючим матеріалом зафіксованим від переміщень пробками. Загальний вид ПЕЛа, що містить поглинаючий матеріал з карбіду бору (B_4C), представлений на рис. 5.22.

Пружини призначені для демпфування ПЕЛ під час удару ПС СУЗ об елементи головки касети при

спрацьовуванні аварійного захисту, а також при переміщеннях ПС СУЗ в процесі регулювання потужності реактора.

На блоках з ВВЕР були випадки перевищення проектного часу падіння ПС СУЗ (більше 4 секунд). Для підвищення надійності спрацьовування аварійного захисту (АЗ) були упроваджені більш важкі ПС СУЗ з ПЕЛ двох модифікацій: 2145.00.000-04 і 2173.00.000. Було також проведено доопрацювання штанг приводів СУЗ в частині збільшення маси і поліпшення гідродинаміки.

ПЕЛ 2145.00.000-04 (рис. 5.22) виконаний в сталевій оболонці діаметром 8,2·0,6 мм із сталі 06X18H10T має термін служби сім років роботи в групі АЗ або два роки роботи в регулюючій групі (10 група).

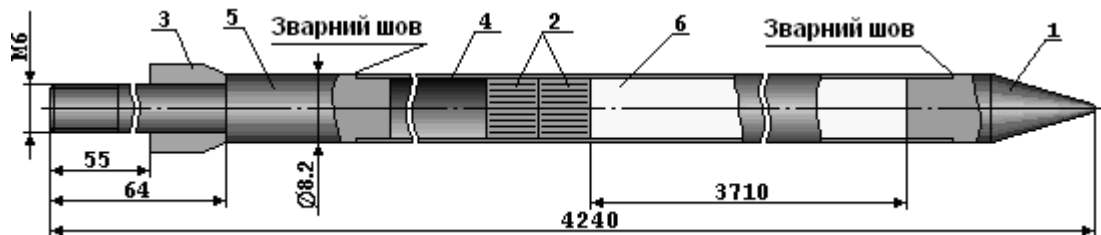


Рис. 5.22 - ПЕЛ повної висоти:

- | | |
|-----------------------------|---|
| 1 - конус, сталь 0X18H10T; | 4 - оболонка, сталь 0X18H10T; |
| 2 - пробка, сітка нікелева; | 5 - наконечник, сталь 0X18H10T; |
| 3 - шайба, сталь 0X18H10T; | 6 - поглинаючий матеріал, В ₄ С. |

У нижній частині на довжині 30 см міститься поглинач з титанату диспрозію з густиною 4,9 г/см³, а в решті частини - карбід бору (В₄С) з густиною не менше 1,7 г/см³. В області компенсаційного об'єму вище за активну зону встановлений сталевий обважнювач. Збільшення маси ПЕЛа (в порівнянні з штатним) забезпечується за рахунок сталевго вкладиша і вищої густини титанату диспрозію в порівнянні з карбідом бору. Підвищення працездатності ПЕЛа досягається в результаті використання більш радіаційно стійкого поглинаючого матеріалу - титанату диспрозію, розміщеного в області найбільш високої густини нейтронного потоку. Інтегральна ефективність ПЕЛів з обважнювачем практично не відрізняється від штатних. Темп вигорання нового поглинача менше темпу вигорання карбіду бору. З метою вивчення динаміки зміни ізотопного складу диспрозію при його вигоранні під дією нейтронного опромінювання були проведені післяреакторні мас-спектрометричні дослідження ПЕЛ. Результати досліджень показали, що:

зниження поглинаючих властивостей під дією нейтронного випромінювання у ПЕЛів з титанатом диспрозію відбувається повільніше, ніж у ПЕЛів з карбідом бору, що стає помітним при тривалих (більше 3-х років) термінах експлуатації ПС СУЗ в режимі автоматичного регулювання;

вигорання диспрозію по перетину ПЕЛа більш рівномірно в порівнянні з вигоранням бору в ПЕЛі з карбідом бору.

Механічна СУЗ складається з 61 ПС СУЗ, яка розподілена на 10 груп по 6 ПС СУЗ в групі. Кількість ПЕЛів в ПС СУЗ і кількості ПС СУЗ в групі вибрані з

урахуванням виконання проектних критеріїв в постульованих подіях, пов'язаних із збільшенням реактивності при неправильній роботі ПС СУЗ.

Розташування ПС СУЗ в активній зоні і об'єднання ПС СУЗ по групах показано на рис. 5.24.

Всі ПС СУЗ є виконавчими органами аварійного захисту. Рух груп ПС СУЗ в активній зоні проводиться відповідно до певного закону, а саме - послідовно в порядку чергування номерів груп з перекриттям в русі двох сусідніх груп на ділянках по висоті активної зони від 0 до 20 % і від 80 до 100%. Величина перекриття вибрана так, щоб забезпечувати приблизно лінійну залежність між реактивністю і висотою положення груп ПС СУЗ в активній зоні. Група №10 знаходиться у верхній частині активної зони в заданому діапазоні регулювання і служить для компенсації невеликих змін реактивності за рахунок коливань температури, концентрації борної кислоти, потужності і таке інше.

За сигналом АЗ-1 за рахунок відключення живлення приводів забезпечується одночасне падіння всіх груп ПС СУЗ в активну зону за час 1,2-4 с, що приводить до максимальної швидкості зниження потужності реактора. За сигналом АЗ-3 ПС СУЗ послідовно (починаючи з групи №10) вводяться в активну зону з робочою швидкістю (2 см/с) до зняття сигналу АЗ-3. По сигналу АЗ-4 формується заборона на рух груп вгору. Група №5 включає 4 ПС СУЗ з половинною довжиною поглинача (у нижній частині ПЕЛ) і призначена для управління розподілом енерговиділення в активній зоні під час ксенонових коливань. Збільшення номерів груп ПС СУЗ при їх русі відповідає витяганню груп і, навпаки, зменшення номерів відповідає введенню груп в активну зону. При роботі на потужності всі групи ПС СУЗ знаходяться в своєму крайньому верхньому положенні поза активною зоною. Виняток становить група з №10, що є робочою.

Швидкість збільшення реактивності при витяганні груп ПС СУЗ з активної зони не повинна перевищувати $0,07 \cdot \beta_{\text{еф}}/\text{с}$. Для робочих органів СУЗ з ефективністю більш $0,7 \cdot \beta_{\text{еф}}$ введення позитивної реактивності повинно бути кроковим, з вагою кроку не більш $0,3 \cdot \beta_{\text{еф}}$. Величина вибраного кроку по величині реактивності, що вводиться, відповідає періоду розгону реактора не менше 20 с. Дані значення реактивності вибрані виходячи з наступного: для кожного ізотопу, що ділиться, існує певна залежність позитивної реактивності і відповідного їй періоду збільшення нейтронного потоку реактора. Ці залежності відрізняються через те, що при позитивно введеній реактивності, меншій $\beta_{\text{еф}}$, суттєвий внесок до формування збільшення нейтронного потоку вносять запізнілі нейтрони, що виходять при розпаді деяких уламків ділення. Для різних ізотопів, що діляться, цей внесок різний. Сумарний внесок визначається величиною:

$$\beta_{\text{еф}} = \beta_{\text{фіз.}} \cdot \gamma,$$

де $\beta_{\text{физ.}}$ - фізичний внесок запізнених нейтронів;
 u - витік нейтронів з конкретного типу реактора.

Так, наприклад, при діленні швидкими нейтронами $\beta_{\text{физ.}}$ для ізоотопу ^{235}U складає величину 0,0064, а при діленні тепловими нейтронами - 0,0065. У зв'язку з цим залежності періодів збільшення нейтронного потоку від введеної реактивності за умови, що величина цієї реактивності менше $\beta_{\text{еф}}$, для кожного ізоотопу, що ділиться, різні. Величина кроку введення позитивної реактивності пов'язана з можливостями спрацювання аварійного захисту по періоду розгону реактора. При реактивності, що перевищує $0,7\beta_{\text{еф}}$, значення періодів збільшення нейтронного потоку різко зменшуються і мають різне значення для різних типів реакторів, які характеризуються різним часом життя миттєвих нейтронів. При збільшенні позитивної реактивності від $0,7\beta_{\text{еф}}$ до $0,99\beta_{\text{еф}}$ роль запізнених нейтронів в управлінні реактором знижується, а роль миттєвих нейтронів збільшується.

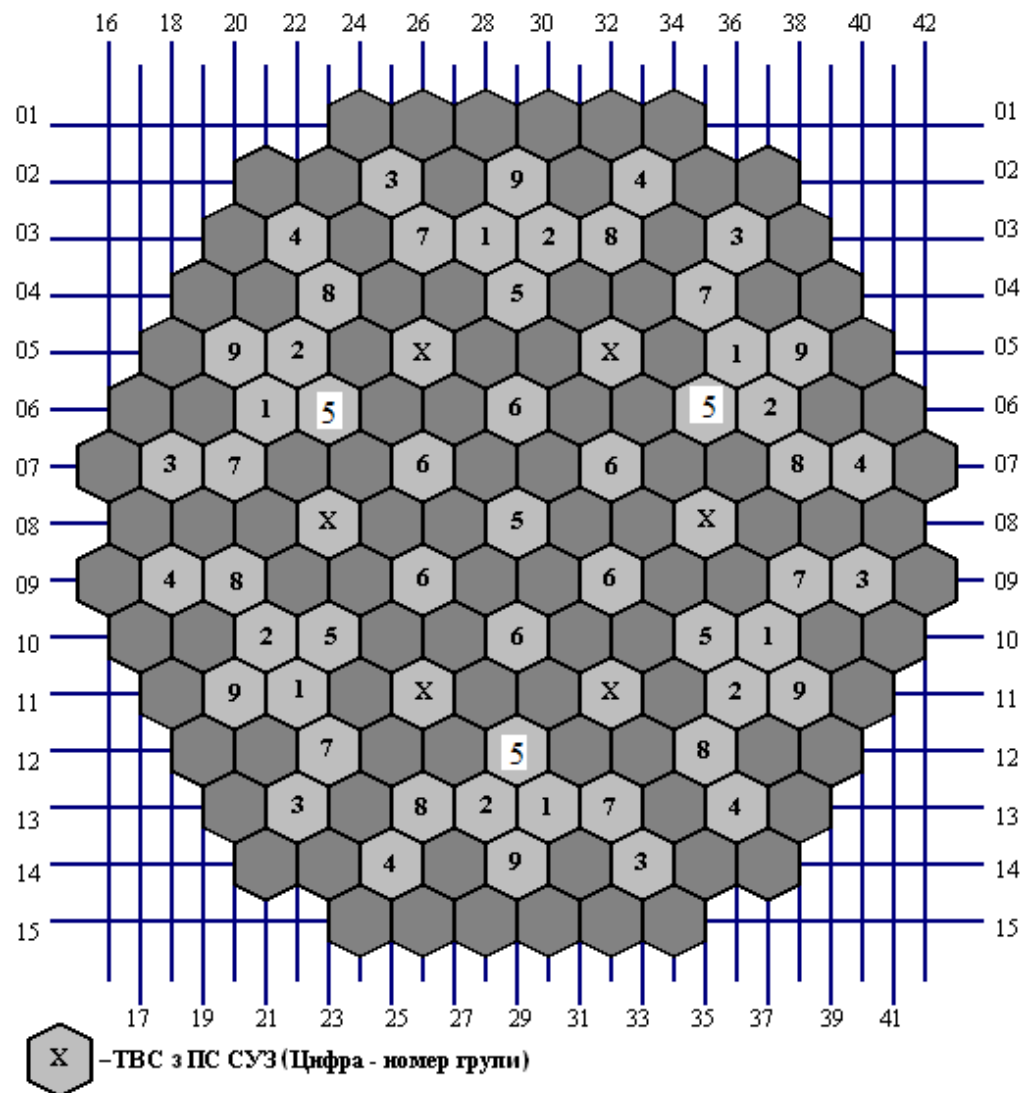


Рис. 5.24 - Картограма розташування ПС СУЗ.

Досягши значення позитивної реактивності $1 \beta_{\text{еф}}$ і більш, реактор стає некерованим і розженеться на миттєвих нейтронах зі швидкістю, залежною від часу життя миттєвих нейтронів. При введенні позитивної реактивності дійсні значення періоду збільшення нейтронного потоку встановлюються не відразу, а через деякий час. У зв'язку з цим існує обмеження швидкості введення позитивної реактивності, яке дорівнює $0,07\beta_{\text{еф}}/\text{с}$, при якій за приладами контролю визначається дійсне (асимптотичне) значення швидкості збільшення нейтронного потоку в активній зоні реактора.

В процесі експлуатації проводяться періодичні перевірки працездатності ПС СУЗ ("розходження", перевірка часу падіння). У разі виявлення несправності може бути понижена потужність реактора до безпечного рівня на якийсь час, необхідне для усунення несправності.

Пучок стрижнів вигоряючого поглинача (СВП) (рис. 5.25) призначений для вирівнювання поля енерговиділення і для зменшення розмножуючих властивостей на початку кампанії в ТВЗ із збагаченням 4,4 % (іноді використовують в ТВЗ з меншим збагаченням) при трирічному (і більш) паливному циклі.

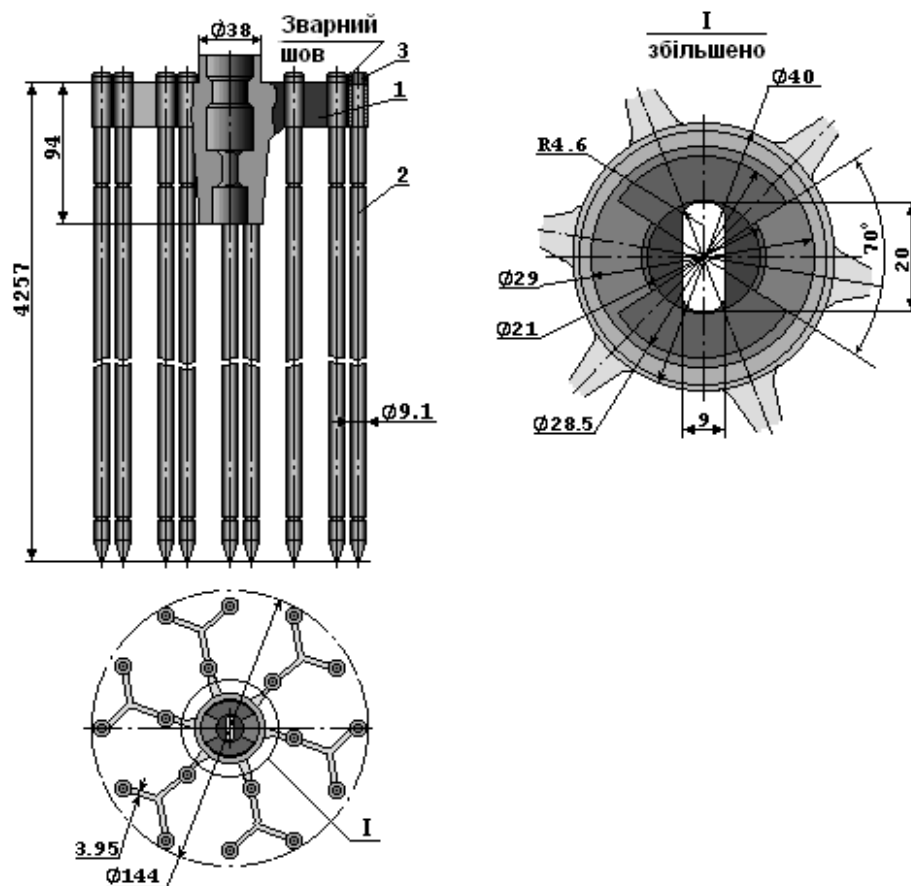


Рис. 5.25 - Пучок стрижнів вигоряючого поглинача (СВП):

- 1 - головка, сталь 12X18H10T;
- 2 - стрижень вигоряючого поглинача, 18 шт.;
- 3 - гайка, 18 шт., сталь 12X18H10T.

Пучок СВП, на відміну від ПС СУЗ, під час роботи реактора в касеті нерухомий і утримується в такому стані плитою БЗТ. Зовнішньою особливістю пучка СВП є відсутність пазів на ловцеві захватної частини головки для приводу СУЗ і пружин на підвісці поглинаючих елементів в районі їх кріплення до головки СВП.

Пучок СВП складається з головки, СВП (рис.5.25) і гайок. Головка по своїй конструкції аналогічна головці ПС СУЗ. СВП закріплені в головці за допомогою гайок і зварки.

СВП являє собою герметичну оболонку, заповнену вкладишами з поглинаючого матеріалу (CrB_2 в алюмінієвій матриці), зафіксованими від переміщень фіксатором. Герметизація оболонки проведена за допомогою зварки з перехідниками. До нижнього перехідника вальцюванням приєднаний конус для полегшення введення СВП в канал касети, а до верхнього перехідника - наконечник для його кріплення до головки пучка.

Конструкція фіксатора аналогічна конструкції фіксатора ТВЕЛа.

Вільний об'єм під оболонкою заповнений гелієм під тиском.

Пучок СВП має декілька виконань, що розрізняються по густині поглинаючого матеріалу по природному бору (0,020; 0,036 і 0,065 г/см³).

Термін служби пучка СВП складає один рік. Під час перевантаження палива пучок СВП витягується з ТВЗ, і далі ТВЗ працює без СВП.

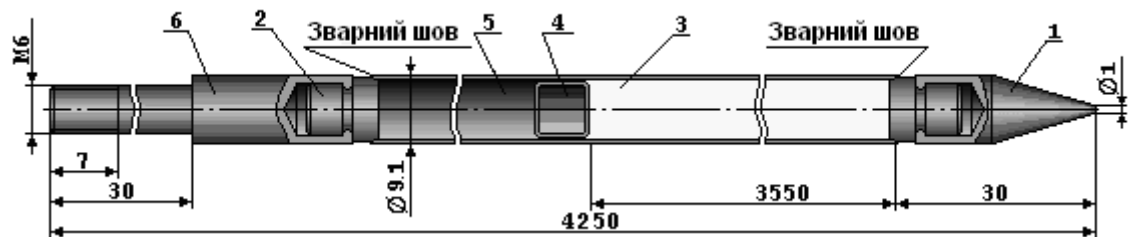


Рис. 5.26. Стрижень з вигоряючим поглиначем:

- | | |
|--|---|
| 1 - конус, сплав $\text{Zr}+1\% \text{Nb}$; | 4 - фіксатор, сталь 08X18H10T; |
| 2 - перехідник, 2 шт., сплав $\text{Zr}+1\% \text{Nb}$; | 5 - оболонка, сплав $\text{Zr}+1\% \text{Nb}$ |
| 3 - вкладиш, CrB_2+Al ; | 6 - наконечник, сталь 08X18H10T. |

Реактори типу PWR

Конструкцію реакторів типу ВВЕР західного виробництва розглянемо на прикладі реактора виробництва фірми «Siemens» (рис. 5.27).

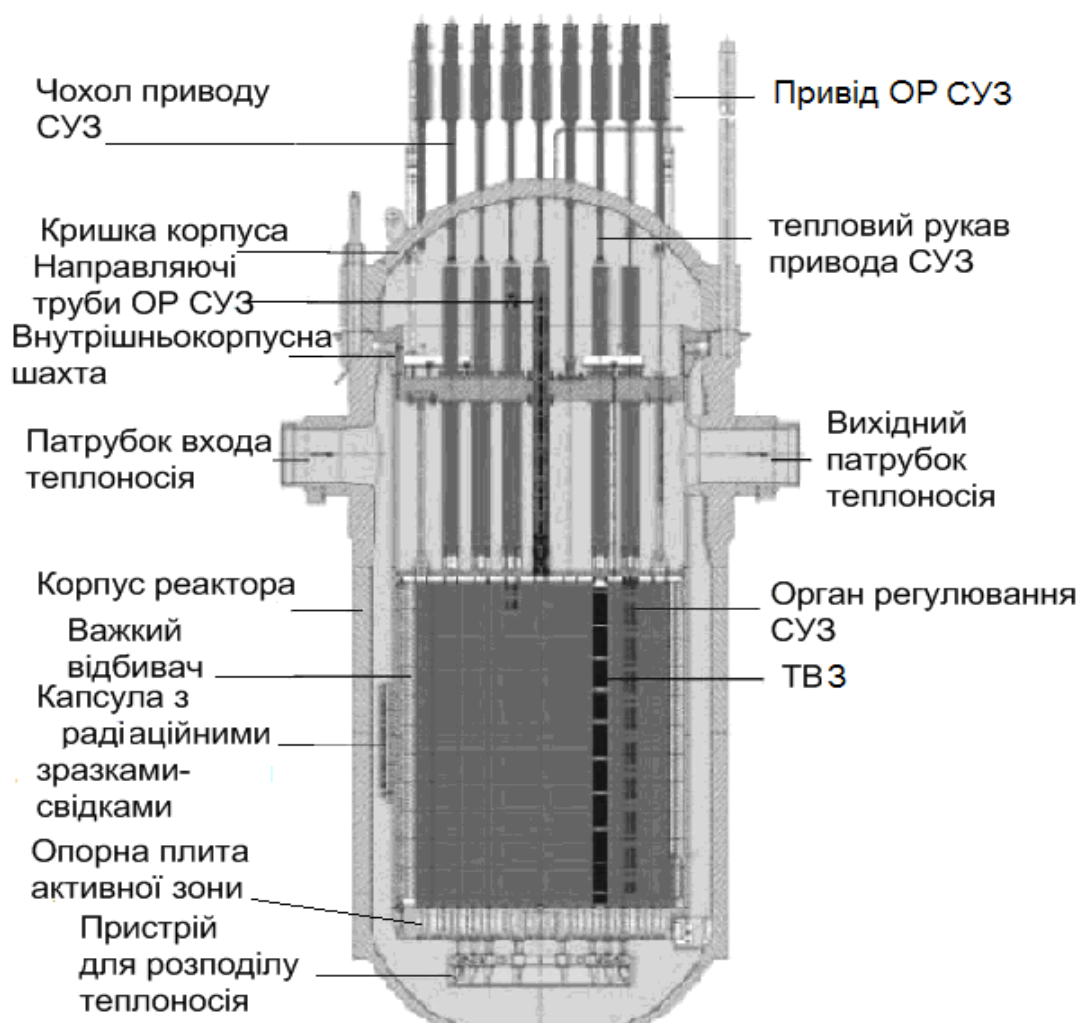


Рис. 5.27. Загальна конструкція реактора типу PWR.

Реакторна установка має 4 петлі. Теплова потужність реактора 3765 МВт, електрична нетто - 1241 МВт. Активна зона реактора складається з 193 тепловидільних касет, місцеположення в активній зоні яких забезпечується опорними конструкціями. Активна зона охолоджується водою під тиском 15,51 МПа, яка служить і сповільнювачем нейтронів. Для компенсації надмірної реактивності використовується борне регулювання. Зміна концентрації борної кислоти в теплоносії дає можливість управляти процесом повільних змін реактивності, викликаних, наприклад, вигоранням палива. Решта процесів зміни реактивності регулюється за допомогою кластерів.

Активна зона першого завантаження має три зони збагачення палива. Тепловидільні збірки з найвищим збагаченням палива розміщуються по периферії, а збірки з менш збагаченим паливом розміщують в шаховому порядку в центральній зоні. При кожному перевантаженні замінюється третя частина активної зони. Вивантажується максимально вигоріле паливо з центральної частини, в периферійну зону завантажується свіже паливо, а решта збірок переставляється в центральній зоні так, щоб одержати максимально однорідний розподіл енерговиділення. Рівноважний стан зони досягається після третього перевантаження.

Торці паливних таблеток мають невеликі поглиблення для збору продуктів ділення і забезпечення більш значного аксіального розширення в центрі таблетки. Твел заповнюється гелієм під тиском 3,1 МПа.

Тепловидільна збірка квадратна і складається з 17х17 стрижнів. З них 264 твели. Решта гнізд зайняті 24 напрямними каналами з циркалою для регулюючих стрижнів. В центрі ТВЗ знаходиться труба для внутрішньо-реакторних вимірювань. Регулюючі органи зібрані в кластер і входять в ці напрямні канали. Твели дистанціюються 10 гратами, що служать опорою твелям і забезпечують між твелями певний інтервал. Дистанціонуючі грати типу «лотка для яєць» виготовлені із спаяних пластин з інконеля-718 з пружинами і бобишками, що служать опорою для твелів. В зоні найінтенсивнішого теплового потоку встановлено вісім дистанційних грат з лопатками, що забезпечують перемішування теплоносія. Дві грати без лопаток встановлено по обох кінцях тепловидільної збірки. Всі дистанціонуючі грати сполучені із напрямними каналами (НК) за допомогою припаяних до них патрубків, які жорстко з'єднуються з НК при розширенні.

Нижній хвостовик тепловидільної збірки виконує задачу опорної конструкції і забезпечує розподіл витрати теплоносія в ній. Головка касети є частиною верхньої опорної конструкції ТВЗ і забезпечує одночасно частковий захист регулюючих органів.

Регулююча збірка - це пучок поглинаючих елементів, верхні кінці яких закріплені в систему, кластерну траверсу. Поглинач закладений в трубку з холоднодеформованої неіржавіючої сталі, ущільнену привареними кінцевими заглушками. Розрізняють 2 типи збірок:

- 53 «чорні» збірки, кожна з яких складається з 24 поглинаючих елементів. Поглинач є стрижнем, нижня частина якого виконана із сплаву срібла, індію і кадмію, а верхня - заввишки 310 см - із сплаву B_4C ;

- 12 «сірих» збірок, кожна з яких складається з 8 стрижнів-поглиначів і 16 сталевих заглушок. Поглинач є стрижнем із сплаву срібла, індію і кадмію.

Для регулювання потужності активної зони збірки розміщуються групами. Чотири перші групи (група G1: 4 «сірі» збірки; група G2: 8 «сірих» збірок; група N1: 8 «чорних» збірок; група N2: 8 «чорних» збірок) управляються автоматично системою управління реактора. Існує однозначна залежність між положенням регулюючих стрижнів і потужністю реактора.

Наступна група (група R) з 8 «чорних» збірок служить для більш точного регулювання. Остання група (група S) з 28 «чорних» збірок називається групою безпеки. При роботі реактора вона знаходиться зовні активної зони. Ця група призначена для забезпечення зупинки реактора у разі відключення енергоблока. Окрім цього є 8 резервних позицій для розміщення регулюючих збірок. Вони оснащені приводами і можуть бути використані, якщо, наприклад, виникне необхідність підвищити ступінь збагачення палива.

Збірка вигоряючого поглинача складається із стрижнів, закріплених в блоці кріплення. Під час першої кампанії 80 таких збірок вводяться в активну зону для підтримки негативного температурного коефіцієнта реактивності впродовж всієї кампанії. Стрижень вигоряючого поглинача є трубкою з боросилікатного скла, поміщеною в трубчасту герметичну оболонку з

нержавіючої сталі з приварними кінцевими заглушками. Залежно від місцезнаходження в активній зоні збірка вигоряючого поглинача може складатися з 3, 8, 9, 12 або 16 стрижнів, поглинаючих нейтрони, тоді як решта стрижнів (всього 24) є заглушками (окрім 2 стрижнів - джерел нейтронів). Для створення контрольного рівня нейтронного потоку, що забезпечує роботу датчиків, використовуються стрижні з первинним і вторинним джерелом нейтронів. Первинне джерело - це радіоактивний матеріал (каліфорній 252), спонтанно випромінюючий нейтрони під час першого завантаження активної зони і пуску реактора. Вторинне джерело - це стабільний ізотоп (миш'як-берилій), який активується бомбардуванням нейтронами під час роботи реактора. З 80 збірок вигоряючого поглинача чотири мають по одному стрижню з первинним і вторинним джерелом нейтронів. Вводяться 4 додаткові збірки-джерела з 4 стержнями з вторинним джерелом і 20 заглушками.

Напрямні канали ТВЗ, які не мають пристроїв регулювання реактивності, оснащуються заглушками. Заглушки завдовжки 12,7 см виготовляються з нержавіючої сталі і прикріплюються до блоку кріплення у верхній частині ТВЗ.

Приводи органів регулювання (ОР) призначені для переміщення кластерів вверх/вниз, а також для фіксації їх положення в активній зоні. Чохли приводів органів регулювання герметично кріпляться до патрубків на кришці реактора. За допомогою штанг забезпечується з'єднання приводів з органами регулювання, розташованими безпосередньо під ними.

Привід органу регулювання з кроковий електромагнітний:

Індикатор положення переміщається по кожуху тяги управління і показує її положення за допомогою 42 маленьких катушок. Намагнічення катушок є індикатором положення тяги управління по всій довжині її просування.

Внутрішньо-корпусні пристрої (ВКП) служать опорою активної зони, забезпечують задане розташування ТВЗ і обмежують можливості їх переміщення. Вони забезпечують також задане положення напрямних каналів органів регулювання між ТВЗ і приводом ОР. ВКП спрямовують потік теплоносія, забезпечують захист від нейтронного і гамма-випромінювань, служать спрямовуючими каналами для датчиків внутрішньо-реакторних вимірювань між днищем корпусу реактора і ТВЗ і містять контейнери із зразками-свідками.

ВКП спроектовані з таким розрахунком, щоб витримати напруги, які виникають за будь-яких умов роботи реактора, включаючи землетруси і втомні навантаження від вібрацій. Вони виготовляються із загартованої аустенітної нержавіючої сталі з урахуванням міжкристалічної корозії. До основних ВКП реактора відносяться верхня і нижня опорні конструкції активної зони.

Нижня опорна конструкція активної зони складається з:

- шахти активної зони, що має циліндрову форму. Шахта закріплюється на фланці корпусу реактора і спирається на днище корпусу. До зовнішньої сторони шахти кріпляться болтами дві корзини із зразками-свідками;

- нижньої опорної плити активної зони, яка несе на собі навантаження всієї маси активної зони. До неї кріпляться болтами канали внутрішньо зонних вимірювань;

- вигородки, що є оболонкою активної зони, яка обмежує витрату теплоносія мимо ТВЗ.

Верхня опорна конструкція активної зони складається з:

- верхньої плити активної зони, що лежить безпосередньо на тепловидільних збірках;
- опорних колон, які служать сполучним елементом між опорною плитою спрямовуючих каналів і верхньою плитою активної зони і забезпечують збереження між ними заданої відстані;
- опорної плити спрямовуючих каналів, що служить для передачі вертикальних сил на фланець корпусу реактора;
- спрямовуючих каналів органів регулювання і каналів термопар.

Верхня опорна конструкція активної зони знімається при перевантаженні палива. Після демонтажу активної зони нижня опорна конструкція може бути знята для обстеження корпусу реактора.

Корпус реактора, у середині якого знаходиться ядерне паливо, є основним компонентом першого контуру. Корпус служить опорою для активної зони, ВКП і приводів органів регулювання, забезпечує герметичність, служить захистом від радіоактивних випромінювань. При проектуванні корпусу враховуються напруги, що виникають в різних зонах корпусу, тепловий ефект радіоактивних випромінювань в активній зоні, зовнішні сили, діючі на корпус за різних умов роботи, можливі наслідки розриву трубопроводу першого контуру і землетрусу. Корпус реактора є зварною конструкцією, виконаною повністю в заводських умовах. Ця конструкція складається з 2-х елементів: самого корпусу і кришки.

Корпус включає:

- верхній фланець, що представляє деталь з 54 отворами з гвинтовим різьбленням під деталі головного ущільнення;
- герметичний обід, викований методом кругового плющення і приварений до верхнього фланця, який служить опорою герметичному кільцю, що забезпечує герметичність верхньої частини бетонної шахти реактора;
- обичайку, до якої приварено 4 патрубки входу і 4 патрубки виходу теплоносія;
- ділянка активної зони з двох зварених встик обичайок;
- перехідне кільце;
- днище сферичної форми, що є кованою гаряче пресованою деталлю.

З'єднання всіх деталей здійснюється за допомогою кругової зварки з повним проплавленням кореня шва. Крізь днище проходить 58 трубок з інконелю, які служать спрямовуючими для датчиків системи вимірювання густини нейтронного потоку.

Кришка складається з сферичної частини, що є кованою гаряче пресованою деталлю, привареною до кільцевого фланця з 54 отворами для ущільнюючих шпильок.

У кришці є 77 отворів, до яких приварені перехідники з інконеля (73 - для приводів органів регулювання і 4 для термопар). В кришку вмонтований також вентиляційний канал.

Для виготовлення корпусу реактора використовується вуглецева низьколегована (менше 0,2 % кобальту) сталь: марки SA508 класу 3 - для

кованих деталей (бічні стінки) і марки SA533 тип В класу 1 - як листовий матеріал (днище).

Щоб уникнути корозії всі внутрішні поверхні корпусу облицьовані шляхом наплавлення шаром нержавіючої сталі. Це облицювання відповідає вимогам нормативної документації при випробуваннях на міжкристалітну корозійну стійкість. Технологія наплавлення включає попередній і подальший нагрів для кожного шару, що оберігає від розтріскування під покриттям. В процесі виготовлення використовуються різні методи контролю (ультразвукова, капілярна, радіо- дефектоскопія; всі зварні шви перевіряються ультразвуком і струмами Фуко, проводиться ультразвуковий контроль якості прилягання наплавлення); після остаточної збірки і перед транспортуванням на майданчик проводяться гідравлічні випробування.

Герметичність між кришкою і корпусом забезпечується за допомогою двох концентричних металевих прокладок круглого зрізу. Для контролю течі ущільнень передбачено два трубчасті детектори. Корпус реактора спирається на два вхідних і два вихідні патрубки, розташовані на кінцях перпендикулярних діаметрів. Чотири буфери, що є складовими частинами патрубків, встановлюються на 4 опори. Опори є зварними конструкціями, закріплені в бетоні шахти реактора. Вони спроектовані так, щоб витримати навантаження в умовах нормальної і аварійної експлуатації і забезпечити можливість радіального теплового розширення корпусу і трубопроводів. Термоізоляція з неіржавіючої сталі покриває корпус реактора зовні: від верхнього фланця до днища, включаючи кришку корпусу. Знімні ізоляційні щити закривають ущільнюючий фланець і шпильки.

Література

1. Верхівкер Г.П., Кравченко В.П. Основи розрахунку та конструювання ядерних енергетичних реакторів. – Одеса: ТЕС, 2009.
2. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы. – К.: КПИ, 1997. С. 49-93 .

Контрольні питання до лекції 5

1. Приведіть недоліки реакторів типу ВВЕР.
2. Приведіть реакцію радіолізу води.
3. Як заважати реакції радіолізу води і навіщо це потрібно?
4. З яких елементів конструктивно складається реактор типу ВВЕР?
5. З якого матеріалу виготовляється корпус реактора ВВЕР-1000?
6. Як здійснюється захист корпусу реактора ВВЕР від корозії?
7. Які відмінності є в конструкції регулюючих органів реакторів ВВЕР-440 і ВВЕР-1000?
8. Приведіть відмінності в конструкції шахти у реакторів ВВЕР-440 і ВВЕР-1000?
9. Як захищається корпус реакторів ВВЕР-440 і ВВЕР-1000 від нейтронного потоку?
10. Призначення БЗТ в реакторах ВВЕР?

11. Яким газом і чому ущільнюється твєл в реакторах типу ВВЕР?
12. Як компенсується термічне розширення ТВЗ в реакторах ВВЕР-1000?

Лекція 6.

КИПЛЯЧІ ВОДОВОДЯНІ РЕАКТОРИ. КОНСТРУКЦІЇ ТА ОСОБЛИВОСТІ ВК-60, BWR, АСТ-500

Мета заняття: Ознайомлення з особливостями киплячих водо-водяних реакторів

План лекційного заняття	1. Переваги та недоліки. 2. Теплові схеми. 3. Описання конструкції ВК-60, BWR, АСТ-500.
--------------------------------	---

Другий тип водо-водяних реакторів, що набув значне поширення в світовій ядерній енергетиці, - водо-водяні киплячі реактори, відомі в СНД під аббревіатурою ВК, на заході – BWR (boiling water reactor). В таких реакторах в активній зоні утворюється пароводяна суміш, потім в самому ж корпусі реактора здійснюється сепарація пари, яка спрямовується далі на турбіну. Розвиток цього типу реакторів пов'язаний з крупною фірмою США - "Дженерал Електрик", що опублікувала в кінці 60-х років 20-го сторіччя прейскурант цін на реактори такого типу. Передбачалося, що АЕС з такими реакторами будуть дешевшими, ніж АЕС з реакторами PWR. Дійсно, такі АЕС є **одноконтурними**, в них відсутня проміжна ланка - парогенератор з великими поверхнями нагріву. Це спрощує схему АЕС, дозволяє дещо підвищити температуру і тиск пари, отже, підвищується ККД і знижуються капіталовкладення. Крім того, тиск в корпусі реактора ВК набагато нижче, ніж в корпусі ВВЕР, а значить, і корпус легше виготовити. Він може бути виготовлений на місці монтажу з більш тонких обичайок або із заздалегідь напруженого залізобетону. Великою перевагою реакторів ВК є їх властивість до саморегулюваності: при підвищенні потужності збільшується паровміст в активній зоні і уповільнююча здатність води падає.

При створенні перших типів реакторів ВК були побоювання, пов'язані з можливістю винесення радіоактивності з реактора і забрудненням всього контуру, а також у зв'язку з утворенням пари в активній зоні - гідродинамічною і резонансною нестабільністю. Під останньою розуміється пульсація нейтронного потоку: Проте ці побоювання були значно перебільшені: досвід роботи перших реакторів ВК показав можливість створення таких установок і їх надійну роботу.

Кипіння води в активній зоні обумовлює наступні **особливості реакторів ВК**:

- більш низькі критичні навантаження, ніж у ВВЕР, оскільки $q_{кр}$ падає із зростанням паровмісту;
- велика нерівномірність енерговиділення по висоті активної зони;
- у 1,5-2 рази менша питома енергонапруженість (на одиницю об'єму активної зони);
- великі значення концентрації кисню і водню у воді, оскільки реакцію радіолізу важче подавити і, отже, більш висока корозійна активність теплоносія.

У зв'язку з необхідністю сепарації пари і тією обставиною, що розчинені у воді гази виділяються і збираються у верхній частині корпусу, реактори ВК мають певні конструктивні особливості. Це корпусні реактори. Вони діляться на дві групи: з природною циркуляцією теплоносія і з примусовою циркуляцією. Реактори невеликої потужності виконують, як правило, з природною циркуляцією. Це реактори прототипні, створені для відробітку конструкції і отримання досвіду експлуатації. Такі реактори будувалися в кінці 50-х - початку 60-х років минулого сторіччя. Крупні енергетичні реактори з кипінням теплоносія будуються з примусовою циркуляцією. Питома енергія напруженість реакторів з природною циркуляцією приблизно в два рази нижче, ніж в реакторах з примусовою циркуляцією. Рух теплоносія при природній циркуляції здійснюється за рахунок різниці густини рідини в підйомній і опускній ділянках. Примусова циркуляція забезпечується насосами, розташованими зовні або всередині корпусу реактора. Органи регулювання СУЗ звичайно розташовуються знизу і входять в активну зону за допомогою гідравлічного або електрогідравлічного приводу. Живильна вода подається безпосередньо в реактор через нижній ряд патрубків, змішується з водою опускної ділянки і поступає під активну зону. В результаті на вході в активну зону вода недогріта до температури кипіння і спочатку підігрівається до стану киплячої рідини на економайзерній ділянці, а потім вже кипить на ділянці об'ємного кипіння. Для стабільної роботи реактора масовий паровміст на виході з активної зони не перевищує 15-20 %. Сепарація пари звичайно двоступінчаста: спочатку гравітаційна, а потім в турбосепараторах або в жалюзійних сепараторах. Можливе вживання обох вказаних типів. Досвід роботи киплячих реакторів показав, що пара, яку одержують в таких реакторах, не має високої радіоактивності, і саме устаткування (трубопроводи і корпус турбіни) є достатнім захистом. Проте, устаткування, в якому знаходиться вода (конденсатор, теплообмінники регенеративної системи, живильні насоси), необхідно розташовувати в спеціальних боксах. Радіоактивні гази, що виділяються з води, прямують на спеціальну установку притиснення активності (УПАК), а гази, що відсмоктуються з конденсатора, поступають на спеціальні апарати спалювання водню. Підвищені вимоги пред'являються до чистоти конденсату після конденсатора. Оскільки в конденсаторі можливі витoki охолоджуючої води і, отже, засолення конденсату з подальшим попаданням солей в реактор, обов'язкова установка знесолення - блокова знесолююча установка. Таким чином, підвищений захист устаткування, більший об'єм активної зони значно підвищують вартість АЕС з реакторами ВК і практично ліквідовують економічні переваги реакторів цього типу по відношенню до реакторів ВВЕР.

Принципові технологічні схеми киплячих реакторів представлені на рис. 6.1. Принципова схема реактора ВК приводиться на рис. 6.2. В цьому реакторі вода подається в напірну камеру I під активну зону через патрубок 14, частково випаровується, і пароводяна суміш поступає в камеру II, потім проходить через відцентровий сепаратор 5 і поступає до камери відсепарованої води і вологої пари III. Далі пара проходить через жалюзійний сепаратор 2 і поступає в

порожнину сухої пари IV і через патрубки 4 відводиться до турбіни. Відсепарована вода через патрубок 9 відводиться до ГЦН.

У СРСР дослідно-промислова АЕС з реактором ВК була пущена у 1965 році в Дімітровграді і призначалася для накопичення досвіду експлуатації і дослідження киплячих реакторів. Спочатку передбачалася робота реактора з парогенератором, куди поступала насичена вода. Проте в процесі експлуатації з'ясувалося, що наявність парогенератора не дає переваг, у тому числі і по активності пари, тому станція була переведена повністю на одноконтурну схему, і парогенератори були відключені.

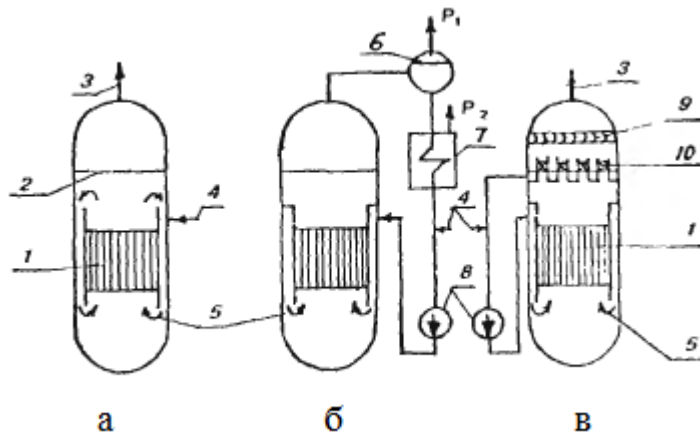


Рис. 6.1 - Принципові технологічні схеми киплячих реакторів:

а – схема реактору з природною циркуляцією;

б – схема з винесеною сепарацією пари;

в – схема з примусовою циркуляцією та внутрішньо корпусними сепараційними пристроями

1 – активна зона реактора; 2 – рівень води в реакторі;

3 – відвід насиченої пари; 4 – підвід живильної води; 5 – напрямок циркуляції води; 6 – сепаратор пари; 7 – парогенератор; 8 – циркуляційний насос; 9 – жалюзійний сепаратор; 10 – відцентровий сепаратор

Активна зона реактора складається з 85 шестигранних ТВЗ, аналогічних ТВЗ реактора 1-го блоку НВАЕС. ТВЗ складається з 126 твелів діаметром 10,2 мм, що містять таблетки з двоокисом урану, збагаченим по ^{235}U до 2 %. Корпуси ТВЗ і оболонки твелів виконані з цирконієвого сплаву. В киплячих реакторах у зв'язку із значно меншою густиною води, ніж в реакторах ВВЕР, водно-уранове співвідношення приблизно в 1,5 рази більше. Регулювання і компенсація надмірної реактивності здійснюються такими ж регулюючими збірками, як і в реакторах ВВЕР першого покоління.

Циркуляція природна, приводи СУЗ розміщені в герметичних чохлах, розташованих на верхній плоскій знімній кришці реактора. Сепарація пари всередині корпусу гравітаційна. Усередині корпусу під і над активною зоною є захисні труби, призначення яких те ж, що і у ВВЕР. Діаметр активної зони 1,8 м, висота 2 м, питоме енерговиділення 26 МВт/м³, тиск в корпусі реактора 6-10 МПа, теплова потужність 140 МВт, завантаження палива 12 т, витрата циркуляційної води 2000 т/г, масовий паровміст на виході з активної зони 15 %,

вихід пари з реактора 220 т/г, турбіна працює при тиску насиченої пари 2,9 МПа. Тиск в корпусі реактора був знижений до 6 МПа. Пара, що виходить з реактора, дроселюється до 3 МПа.

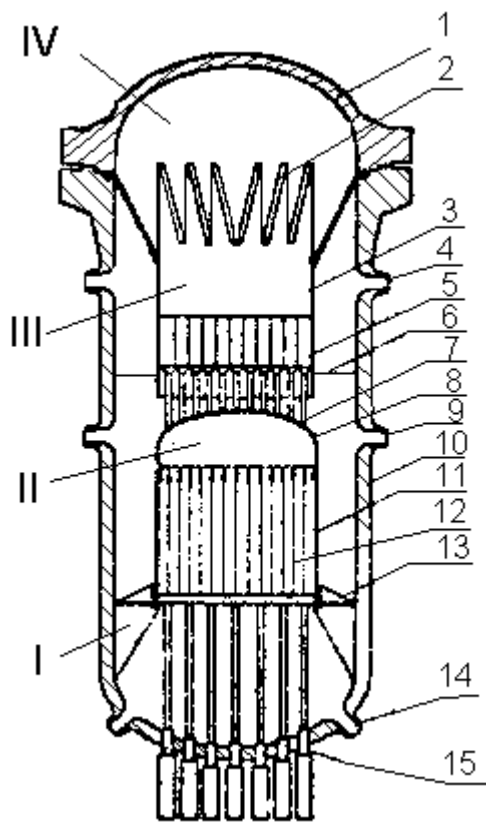


Рис. 6.2 - Принципова схема киплячого реактора:

- 1 - кришка реактора;
- 2 - жалюзійний сепаратор;
- 3 - блок сепараторів;
- 4 - відведення пари;
- 5 - відцентровий сепаратор;
- 6 - рівень води;
- 7 - вхід в сепаратор;
- 8 - кришка пароводяної камери;
- 9 - відведення води;
- 10 - корпус реактора;
- 11 - корзина активної зони;
- 12 - ТВЗ;
- 13 - опора корзину;
- 14 - підведення води;
- 15 - приводи СУЗ.

Для проєктованих у 80-х роках АТЕЦ, споруда яких після Чорнобильської аварії була припинена (проєктувалися АТЕЦ в Одесі, Мінську і Харкові), був виконаний проєкт реактора ВК-500. Такий реактор розміщувався в корпусі із заздалегідь напруженого залізобетону, працював на природній циркуляції, тиск в корпусі реактора складав 7 МПа. В корпусі реактора в зазорі між шахтою і внутрішнім металевим корпусом розміщувалися парогенератори. Пароводяна суміш, що утворюється в активній зоні реактора, підіймалася вгору всередині тягової ділянки, сепарувалася під дією гравітації над рівнем води, через вікна в шахті поступала в зазор і омивала зверху вниз поверхню парогенератора. В нижню частину парогенератора поступала також невідсепарована вода після активної зони. Таким чином, турбіна працювала на нерадіоактивній вторинній парі, що для теплофікаційних установок вельми важливо. Проєкт не був здійснений у зв'язку з відмовою від споруди АТЕЦ. Реактори ВК (BWR) проєктуються на потужність 1200-1300 МВт. Таке підвищення потужності досягнуте за рахунок примусової циркуляції, переходу з гравітаційної на примусову сепарацію і переходом на товстостінні металеві корпуси діаметром 6-7 м. Висота корпусу реактора досягає 20-22 м, товщина стінки 160 мм, що менше ніж у ВВЕР у зв'язку з меншим тиском, і істотно спрощує зварку і контроль якості на заводах-виробниках. Транспортування корпусу здійснюється по воді. Питоме енерговиділення доходить до 50 МВт/м³. Приводи СУЗ знизу. Додатковою перевагою такого розташування є і та обставина, що в захисних трубах СУЗ виключається

накопичення grimучої суміші, спливаючої в паровий простір реактора. Циркуляція теплоносія здійснюється як струменевими насосами, так і відцентровими, що подають воду для роботи струменевих насосів. Ці відцентрові насоси можуть розміщуватися як всередині корпусу (фірма AEG, ФРН), так і зовні корпусу (фірма "Дженерал Електрик", США). Касети зарубіжних реакторів - зі щільною оболонкою, квадратні, діаметри твелів до 15 мм, як вигоряючий поглинач використовується окис гадолінію, інтегрований з паливом.

Не дивлячись на те, що в СНД киплячі реактори великої потужності не будуються, відбувається опрацювання відповідних проектів у провідних науково-дослідних інститутах. Це пояснюється, перш за все тим, що сам принцип роботи і типові рішення киплячих реакторів сприяють досягненню властивостей підвищеної безпеки. Як вже вказувалося, це всережимна природна циркуляція теплоносія, що дозволяє обійтися без ГНЦ і парогенераторів, низький тиск в корпусі, об'ємне кипіння води, що забезпечує оптимальні зворотні зв'язки реактивності з паровмістом і потужністю, і виключення підвищення температури при зростанні потужності.

BWR

Після опанування проекту BWR було розроблено проект розвиненого-киплячого реактору (ABWR – advanced BWR). BWR монтуються в **гермооболонці** (контайнменті), в якій також монтуються системи зниження тиску. Контайнмент складається з двох головних частин — сухої шахти (сухого боксу) реактора (**англ. dry-well**) і бака-барботера (**англ. wet-well**). У випадку аварії з втратою теплоносія в межах гермооб'єму, пара направляється за допомогою козирків (напрямних апаратів) в бак-барботер з водою, де відбувається її конденсація (торовий конденсатор) (рис. 6.3). На додаток є також системи з розпиленням води в гермооб'ємі.

Ще одна особливість киплячих реакторів полягає в тому, що у них відсутнє **борне регулювання**, компенсація повільних змін **реактивності** (наприклад: вигорання палива) виконується лише міжкasetними поглиначами, які виконані у вигляді хреста. Борне регулювання неефективне через високу розчинність **бору** в парі (більша його частина буде виноситися в **турбіну**). Бор вводять лише на час перевантаження палива для створення глибокої **підкритичності**.

У більшості киплячих реакторів поглинаючі стрижні системи управління і захисту (СУЗ) розташовуються знизу. Таким чином значно підвищується їх ефективність, так як максимальний потік **теплових нейтронів** зміщений у реакторах цього типу в нижню частину **активної зони**. Така схема також зручніша при перевантаженнях **палива** та звільняє верхню частину реактора від приводів СУЗ, дозволяючи таким чином більш ефективно організувати сепарацію пари. Для стійкої роботи киплячого корпусного реактора вибирають такий режим, при якому масова кількість пари не перевищує певну величину. При великих значеннях масової кількості пари робота реактора може бути нестійкою. Така нестійкість пояснюється тим, що пара витісняє воду з активної зони, а це збільшує довжину уповільнення нейтронів L_S . При дуже бурхливому кипінні значення L_S зростає настільки, що

реактор отримує негативну (від'ємну) **реактивність** і потужність реактора починає падати.

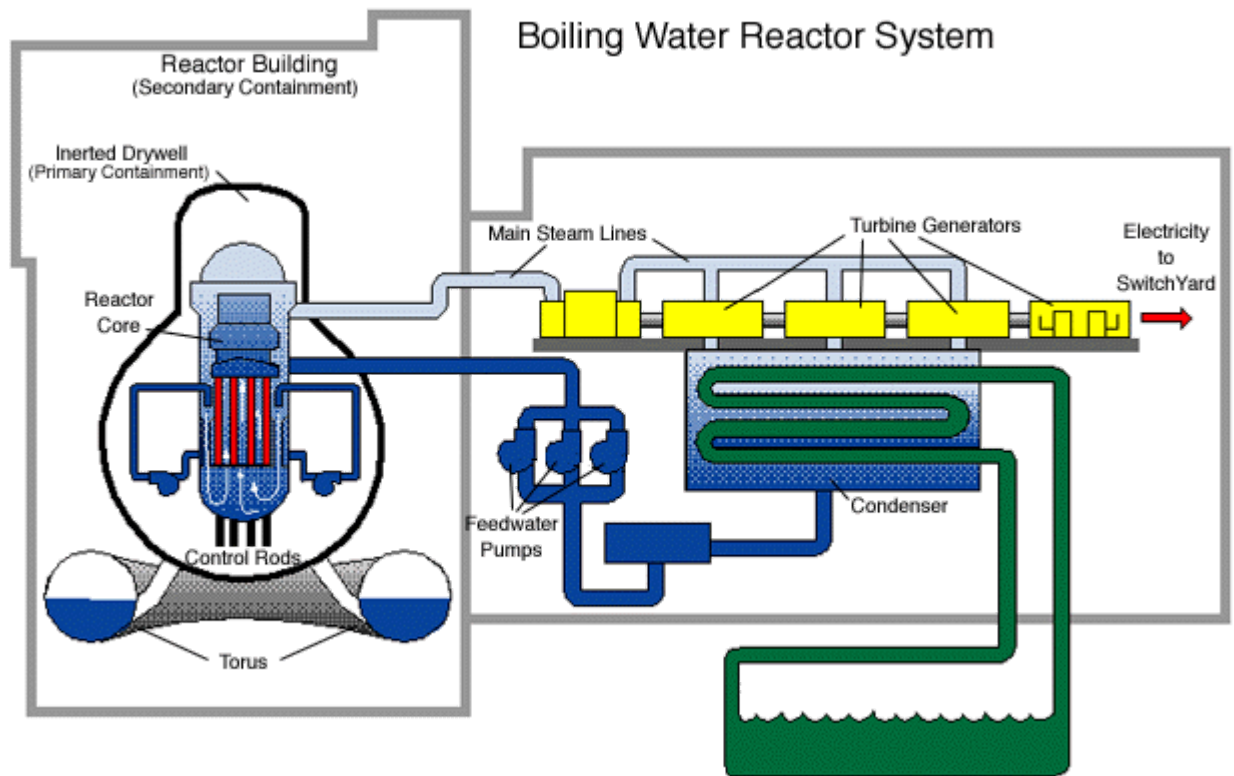


Рис. 6.3 – Принципова схема використання BWR

Зниження потужності зменшує інтенсивність кипіння, масову кількість пари, а значить, і довжину уповільнення нейтронів. У результаті такого процесу реактивність стає позитивною, після чого потужність реактора і внаслідок чого інтенсивність кипіння починають зростати. Відбувається небезпечно для конструкції реактора і персоналу, який його обслуговує, коливання потужності.

Якщо паровміст нижче допустимого, таких небезпечних коливань потужності не відбувається, реактор саморегулюється, забезпечуючи стабільний режим роботи. Так, зниження рівня потужності та зменшення інтенсивності кипіння звільняє реактивність, що забезпечує повернення рівня потужності до вихідного положення. Паровміст води на виході з активної зони залежить від питомої потужності. Тому допустимий паровміст, нижче якого забезпечується стійка робота киплячого реактора, обмежує потужність реактора з заданими розмірами активної зони. При такому обмеженні з одиниці об'єму киплячого реактора знімається менша потужність, ніж з одиниці об'єму некиплячого реактора. Це істотний недолік киплячих реакторів.

Вказані процеси характерні для активної зони, в якій об'єм води-уповільнювача надлишковий щодо оптимальної її кількості, що визначається з відношення об'єму води до об'єму палива. У цьому випадку зменшення кількості води-сповільнювача нейтронів в активній зоні через кипіння наближає співвідношення обсягів сповільнювача й палива до оптимального і призводить до збільшення властивості «розмноження» палива.

У разі стиснутої активної зони, в якій води відносно бракує навіть за відсутності кипіння, поява кипіння буде супроводжуватися зниженням потужності через нестачу уповільнення нейтронів на воді і погіршення «розмножуючих» властивостей такої активної зони.

Резервуар під тиском реактора ABWR має висоту 21 м і діаметр 7,1 м і розрахований на життя 60 років.

У ABWR було ліквідовано понад 50% зварних швів всіх трубопроводів та опор для труб у первинній системі, а разом із цим і найбільше джерело професійного опромінення в BWR.

Під час еволюції цих реакторів було побудовано три основні типи компонування - Марк I, Марк II і Марк III. На відміну від Марка III, що складається з первинного утримання і сухого шару, конструкції Марк I і Марк II складаються з сухого і мокрого контейментів (басейну притиснення). Усі три конструкції утримання застосовують принцип придушення тиску для аварій з втратою теплоносія. Первинна ємність призначена для конденсації пари та для утримання продуктів поділу, що виділяються при аварії з втратою теплоносія, щоб не перевищували дози випромінювання за межами визначеної ділянки та забезпечувати відведення теплоти та джерело води для обладнання систем безпеки. Конструкція утримання Марка I складається з декількох основних компонентів, до яких належать: • камера придушення, яка включає велику водойму (басейн придушення), • мережа, що з'єднує з'єднувальну систему між сухою камерою і камерою придушення, і • вторинна каналізація, яка оточує первинний резервуар (басейн для придушення) і розміщує приміщення системи відпрацьованого палива та системи аварійного охолодження активної зони. Первинний утримувач Mark II складається із сталеві купольної головки або бетонної стіни після натягу або залізобетонної стіни, що стоїть на базовому фундаменті з залізобетону. Внутрішня поверхня контеймента вистелена сталевію пластинію, яка виступає як герметична мембрана. Стінка каналу також служить опорою для плит перекриттів корпусу реактора (вторинний контейнер) та заправних басейнів. Конструкція Mark II - це конфігурація, яка далі не використовується. Первинний контеймент має вигляд груші або усіченого конуса, розташований безпосередньо над торовим басейном. Камера придушення циліндрична і відокремлена від сухого контеймента залізобетонною плитою. Первинний контеймент увінчаний еліптичним сталевію куполом, який називається головою контейменту.

Атмосфера сухого контеймента вентиляється в камеру придушення через серію нижніх труб, що підтримуються підлогою контейменту. Первинний вміст Mark III складається з декількох основних компонентів. Сухий контеймент являє собою циліндричну залізобетонну конструкцію зі знімною головою. Сухий контеймент призначений для витримки і обмеження пари, що утворюється під час розриву труби всередині каналу, і направлення вивільненої пари в басейн придушення через стінку каналу і горизонтальні отвори. Басейн придушення містить великий об'єм води для швидкої конденсації пари, спрямованої до нього. Герметичний, циліндричний, сталевію контейнер (2) оточує сухий контеймент для запобігання виходу газоподібних та твердих

частинок в навколишнє середовища після розриву труби всередині контейнменту.

Реактори атомних станцій теплопостачання

Використовування атомної енергії не тільки для виробництва електроенергії, але і для теплопостачання є одним з найефективніших шляхів економії органічного палива, а для низки країн, що відчують дефіцит органічного палива, - єдиним економічним напрямом розвитку енергетики. Крім того, перехід на використання атома для теплопостачання значно знижує викид продуктів згоряння в навколишнє середовище і покращує екологічну обстановку в місцях зосередження населення. Тому, разом з АТЕЦ на початку 80-х років достатньо активно як в СРСР, так і в деяких інших країнах (Франція, Фінляндія) розроблялися атомні станції теплопостачання. Такі станції повинні розміщуватися поблизу житлової забудови і тому основна вимога до них - гранична безпека. Було почато будівництво атомної станції теплопостачання (АСТ) в Нижньому Новгороді і Воронежі, і до 1986 році значна частина робіт була виконана. Проте Чорнобильська аварія, що з'явилася переломним моментом в розвитку ядерної енергетики, природно, загальмувала будівництво і примусила переглянути деякі проектні рішення. Проведені опрацювання показали, що АСТ з двома реакторами сумарною тепловою потужністю 1000 МВт дозволяє задовольнити потребу в тепловій енергії району з населенням до 400000 чол., економлячи щорічно до 700 тис. т умовного палива. Проекти АСТ виконані з використанням водо-водяних реакторів з водою під тиском або киплячих, причому і температура і тиск в реакторному контурі значно нижче, ніж в реакторах, що використовуються на АЕС. Як правило, схема установки триконтурна, причому тиск в проміжному контурі вище, ніж тиск в реакторі і тепломережі. Порівняльні характеристики різних проектів АСТ приводяться в табл. 6.2.

Зупинимося докладніше на проекті АСТ-500. До складу реакторного блоку входить водо-водяний корпусний реактор з інтегральною компоновкою, розміщений в цілях локалізації аварій у страхувальний кожух (рис. 6.4).

Таблиця 6.2 - Порівняльні характеристики проектів АСТ

Параметри	АСТ-500	АСТ «Secure»	АСТ «Thermos»	АСТ Siemens
Теплова потужність реактора, МВт	500	200	100	200
Температура теплоносія на вході в реактор °С	131	93	130	158
Те ж на виході з акт. зони °С	208	140	140	198
Тиск теплоносія, МПа	2,0	0,7	0,85	1,5
Циркуляція в 1-у контурі	Прир.	Примусова		
Тиск в промконтурі, МПа	1,2	1,6	1,0	2,0
Тиск в сітьовому контурі, МПа	2,0	0,8	0,8	0,5
Питома енергонапруженість, МВт/м ³	30	41	74	20
Число ТВЗ, шт.	121	144	96	180

Витрата теплоносія, кг/с	1550	190С	2600	1100
--------------------------	------	------	------	------

У корпусі реактора розміщені активна зона і теплообмінники проміжного контуру. Верхній об'єм реактора над рівнем теплоносія виконує функції компенсатора тиску 1-го контуру. Циркуляція теплоносія природна.

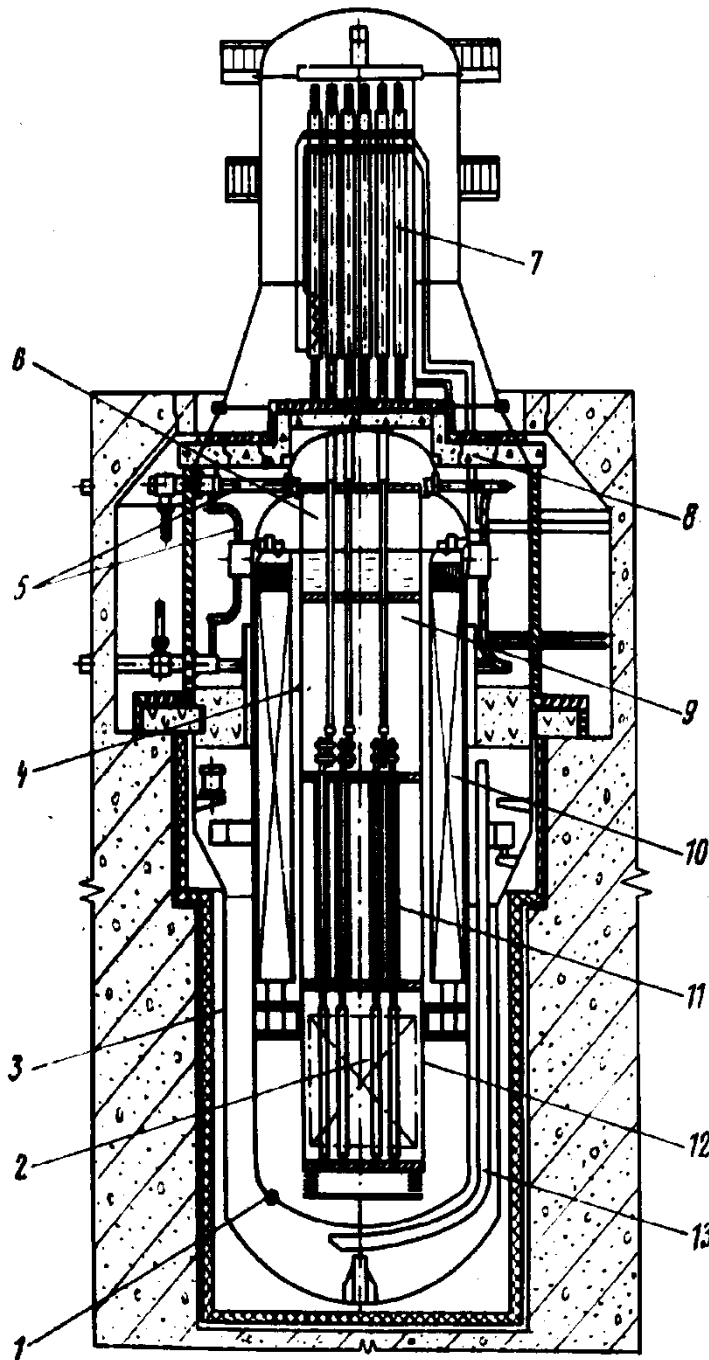


Рис. 6.4 - Реакторний блок АСТ-500: 1 - реактор;

2 - активна зона;

3 - страхувальний корпус;

4 - обичайка блоку труб;

5 - трубопроводи 2-го контуру;

6 - компенсатор тиску;

7 - приводи СУЗ;

8 - радіаційний захист;

9 - загальна тягова ділянка;

10 - теплообмінник;

11 - індивідуальні тягові труби;

12 - внутрішньо-корпусна шахта;

13 - поворотний пристрій.

Підйомна частина контуру циркуляції включає ділянку з індивідуальними тяговими трубами і загальну тягову ділянку, розташовану над ними. Через отвори, розташовані в обичайці блоку труб, забезпечується роздача теплоносія до теплообмінників, розташованих між обичайкою і корпусом реактора.

Теплообмінники трубопроводами 2-го контуру з'єднані в 3 петлі, які при виявленні нещільності трубних

систем можуть відсікатися по входу і виходу засувками, розташованими на страхувальному кожусі.

Реактор усередині страхувального кожуха встановлюється на кільцевій опорі, у внутрішніх порожнинах якої розміщується радіаційний захист. Верхній пояс радіаційного захисту розміщується над кришкою реактора і над страхувальним кожухом перекривається залізобетонними конструкціями шахти

реактора. Теплообмінник 1-го контуру прямотрубний з рухом теплоносія 1-го контуру в міжтрубному просторі. Активна зона набрана з 121 ТВЗ з кроком 243 мм. В кожній ТВЗ міститься пучок твелів діаметром 13,6 мм. ТВЗ має шестигранний чохол з цирконієвого сплаву розміром під ключ 233 мм, завтовшки 1,5 мм. Твел має товщину оболонки з цирконієвого сплаву завтовшки 0,9 мм, крок твелів 17,8 мм. В ТВЗ замість шести твелів встановлені ПЕЛі такого ж діаметру і матеріалу оболонки, заповнені блочками бору в алюмінієвій матриці. Замість одного з твелів в напрямній цирконієвій трубі розміщується зонд з термоперетворювачами і датчиками нейтронного потоку. Збагачення палива в першому завантаженні 1,0; 1,6; 2,0 %. Діаметр активної зони 2,8 м; висота 3,0 м; в кожній ТВЗ є орган регулювання потужності. Він складається з 18 рухомих поглинаючих стрижнів, розташованих в напрямних трубках 18x1 мм, що дистанціюються в пучку разом з твелами. Сам поглинаючий стрижень є трубкою з нержавіючої сталі 12,5x1,2 мм, заповнену блочками з карбїду бору. Поглинаючі стрижні трьох або чотирьох касет об'єднуються і утворюють загальний орган СУЗ. Всього 36 органів регулювання СУЗ, кожний з яких переміщається своїм приводом. За відсутності приводів поглинаючі стрижні закріплюються в ТВЗ в крайньому нижньому положенні за допомогою спеціальних стопорних пристроїв.

Велика увага надається захисту реактора, який спрацьовує при досягненні аварійних уставок за потужності реактора, часу її подвоєння, при перепресуванні або розгерметизації 1-го контуру, землетрусі або знеструмленні станції, відключенні устаткування АСТ, що вимагає виводу реакторної установки з роботи, натисканні кнопок АЗ на блоковому або резервному щиті управління. Реакторна установка обладнана системою аварійного розхолодження (САРХ), що працює тоді, коли відведення тепла від реактора в теплову мережу або систему нормального розхолодження неможливе. Петлі САРХ підключені до петель 2-го контуру або до петель сітьового контуру.

Тепло відводиться при природній циркуляції охолоджуючої води з бака запасу води через теплообмінник розхолодження і далі за рахунок випаровування в атмосферу, причому запас води в баках вибраний за умови забезпечення відведення залишкового тепловиділення не менше ніж протягом трьох діб. Страхувальний корпус установки забезпечує безпеку при розгерметизації 1-го контуру, його об'єм і конфігурація вибрані за умови забезпечення рівня теплоносія в реакторі вище за активну зону. Передбачена система подвійної замочної арматури для відсікання трубопроводів 1-го контуру зовні страхувального корпусу при їх розгерметизації в межах страхувального корпусу. Закриття цієї арматури відсікає об'єм реактора від допоміжних систем 1-го контуру. Передбачений захист реактора від зовнішніх дій: падіння літака масою до 20 т із швидкістю 700 км/год і подальшої пожежі, від дії ударної хвилі з надмірним тиском у фронті до 0,05-1 МПа протягом 10 с. Реактор і всі системи, пов'язані з 1-м контуром, розміщуються в герметичних боксах, розрахованих на зовнішню дію і внутрішній тиск, що виникає при витіканні теплоносія з устаткування і втратою герметичності систем. Захист систем, розміщення яких в боксах неможливе через їх габарити і розгалуженість,

досягається їх резервуванням і розосередженістю. Передбачається, що ухвалені конструктивні і схемні рішення забезпечують достатній рівень безпеки АСТ.

У зарубіжних проектах АСТ основна увага надається безпеці реактора і забезпеченню аварійного охолодження активної зони. Так, наприклад, у всіх проектах реактор розміщується нижче за рівень землі, при аварійних ситуаціях забезпечується відведення тепла природною циркуляцією теплоносія, застосовується інтегральна компоновка устаткування, є, крім металевого корпусу реактора, захисний герметичний корпус із заздальгідь напруженого залізобетону (ЗНЗБ), спеціальні теплообмінники для відведення залишкового тепловиділення. Особливістю шведсько-фінського проекту АСТ "Secure" і французького АСТ "Thermos" є те, що металевий корпус реактора поміщається в басейн з борованою водою при температурі 35-40 °С. Ця вода служить для відведення теплоти від активної зони при розгерметизації 1-го контуру. В цьому ж басейні знаходиться бак для зберігання відпрацьованого палива. Автори проектів затверджують, що ухвалені рішення здатні забезпечити безпеку зони при всіх мисливих аварійних ситуаціях. Представляється, що приміщення реактора в басейні з холодною борованою водою значної місткості (в проекті "Secure" місткість басейну до 1200 м³) представляє додаткову істотну гарантію безпеки.

Останнім часом у Канаді і Швейцарії розробляються реактори невеликої потужності. Канадський реактор (SDR) має потужність 10 МВт і є баком з нержавіючої сталі в залізобетонному корпусі, встановленому нижче за рівень землі. Бак заповнений водою, що нагрівається в активній зоні до 90 °С. В баку розташовуються теплообмінники 2-го контуру, в яких вода підігрівається до 85 °С і насосами подається для теплопостачання будівель. Завдяки негативному температурному і паровому коефіцієнтам реактивності реактор саморегулюється і при підвищенні температури води в баці понад 92 °С зупиняється. Аварійна зупинка реактора здійснюється уприскуванням розчину нітриту гадолінію.

У Швейцарії атомне теплопостачання розглядається як шлях зниження забруднення атмосфери. Тому, перш за все, розглядається опалювання житлових масивів, розташованих поблизу крупних АЕС (Бецнау, Гасген). Звичайно, відбір теплоти для цілей теплопостачання викликає певне недовиробництво електроенергії. Проведені розрахунки показали, що на кожний кВт·г теплоти недовиробляється 0,1-0,125 кВт·г електроенергії. Проте, для районів, розташованих в радіусі 20-30 км від АЕС за відсутності органічного палива в країні таке теплопостачання економічно вигідне. При більш дальньому теплопостачанні вигода втрачається. Тому були проведені розробки спеціальних реакторів малої потужності для теплопостачання (10-50 МВт). Вода для теплопостачання нагрівається в реакторній установці до 120 °С. У зв'язку з близькістю до житлових районів і необхідністю різкого зниження дози опромінення всі варіанти, що розробляються, мають підземне розташування реактора, який встановлюється в басейн з водою. Були розглянуті три варіанти (табл. 2.6). В установці SHR використовується реактор типу BWR з природною

циркуляцією теплоносія. Теплообмінники розташовані вгорі в кільцевому зазорі між кожухом активної зони і корпусом реактора.

В установці GHR застосовується високотемпературний реактор. Теплоносій - гелій. Активна зона насипна з кульовими твелями (діаметр 60 мм). 60 % куль - твели, 4 % - ПЕЛі, 36 % - суцільно графітні. Під час роботи реактора кулі не рухаються. В кожній кулі 20 г важкого металу. Двоокис урану збагаченням 20 % знаходиться в мікросферах діаметром 900 мікронів. Середня енергонапруженість активної зони 2 МВт/м³, регулюючі і аварійні стрижні розташовуються у відбивачі. Графітний відбивач завтовшки 1 м, корпус із задалегідь напруженого залізобетону. Схема триконтурна: гелій 1-го контуру виробляє пару, яка конденсується в теплообмінниках, нагріваючи воду, що йде на теплопостачання.

Нарешті, третій варіант - реактор «Гейзер», басейнового типу. Басейн глибиною 30 м, діаметром 2,5 м внизу і 6,2 м у верхній частині. Потужність реактора регулюється зміною концентрації бору у воді 1-го контуру. Будь-які порушення в роботі реактора приводять до перетікання води з басейну (висока концентрація бору) в 1-й контур, що викликає зупинку реактора. Паливо - двоокис збагаченого урану. Активна зона знаходиться на дні басейну, температура води в ньому 130 °С. Утворена пара конденсується в промтеплообміннику, нагріваючи воду для теплопостачання.

Таблиця 6.3 - Характеристики швейцарських реакторів для теплопостачання (проект)

Характеристика	Найменування проекту		
	SHR	GHR	Geyser
Теплова потужність, МВт	10	10	10
Питома потужність, кВт/л	14,1	2	35
Висота активної зони, в	0,8	2	0,8
Паливне завантаження (UO_2), т	1,5	0,6	0,8
Збагачення по $^{235}_{92}U$, %	4,5	20	20
Середній коеф. викор. потужності	0,5	0,5	0,5
Тривалість кампанії, років	13,0	14,0	15,0
Циркуляція теплоносія	Природна	Примус.	Природна
Тиск в реакторі, МПа	1,5	1,5	1,5
Температура теплоносія на виході, °С	189	450	156

Література

1. Верхівкер Г.П., Кравченко В.П. Основи розрахунку та конструювання ядерних енергетичних реакторів. – Одеса: ТЕС, 2009.
2. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы. – К.: КПИ, 1997. С. 107-116.

Контрольні питання до лекції 6

1. Які переваги водо-водяних киплячих реакторів?
2. Які недоліки реакторів типу ВК?
3. Чому для ВК-60 попередньо планувався в експлуатації парогенератор?
4. Чому в реакторах ВWR приводи ОР СУЗ розміщуються під днищем корпусу?
7. Чому для теплопостачання пропонуються реактори типу ВК і яка основна їх властивість?
8. Який реактор має менші габарити при однаковій потужності: PWR чи ВWR?

Лекція 7. РЕАКТОРИ, ДЕ СПОВІЛЬНЮВАЧЕМ НЕЙТРОНІВ Є ВАЖКА ВОДА. ПЕРЕВАГИ ТА НЕДОЛІКИ. ОСОБЛИВОСТІ РЕКТОРІВ ТИПУ CANDU TA SGHWR

Мета лекції: Ознайомлення з особливостями та конструкцією важководних реакторів

План лекційного заняття	1. Особливості важководних реакторів. 2. Описання конструкції реакторів типу CANDU. 3. Описання конструкції типу SGHWR
--------------------------------	--

7.1. Загальні положення

Використовування важкої води як сповільнювача засновано на її ядерно-фізичних властивостях. Важка вода (D_2O) має такі ж теплофізичні властивості, що і легка вода (H_2O), але у зв'язку з надзвичайно малим макроскопічним перерізом поглинання теплових нейтронів ($\Sigma_a = 3,88 \cdot 10^{-5} \text{ см}^{-1}$) вона є найкращим сповільнювачем для ядерних реакторів. Коефіцієнт уповільнення нейтронів для важкої води дорівнює 3300, тоді як для легкої води він складає 61, а для графіту 190. Витік швидких і теплових нейтронів у важкій воді приблизно однаковий, на відміну від легководних систем, в яких витік швидких нейтронів значно вище. Перевагою D_2O є і більший час життя нейтронів у важководному реакторі, що складає 50 мс проти 0,1 мс в реакторах на H_2O , що обумовлює більш повільний підскік потужності на миттєвих нейтронах. Нарешті, кінетика важководних реакторів істотно більш інерційна, ніж у реакторів інших типів. Остання обставина зв'язана з тим, що при взаємодії γ -квантів з енергією вище 2,23 МеВ з ядрами дейтерію за реакцією (γ, n) утворюються нейтрони. Ці фотонейтрони народжуються із запізненням, визначеним періодом β -розпаду попередників γ -випромінювачів, а це запізнювання набагато більше періодів напіврозпаду випромінювачів запізнених нейтронів. Всі перераховані обставини сприяють більшій безпеці важководних реакторів, що надзвичайно важливо.

Низьке поглинання нейтронів забезпечує високу ефективність використання $^{235}_{92}U$, тобто можливість вживання незбагаченого палива навіть при використуванні сталі як конструкційного матеріалу. Для співставлення з легководними реакторами на одиницю маси $^{235}_{92}U$, що витрачається, в реакторах з D_2O виділяється в два рази більше енергії, при цьому 50 % цього енерговиділення пов'язано з діленням ядер $^{239}_{94}Pu$, що утворюється з $^{238}_{92}U$. Паливо, що вивантажують, містить в два рази більше $^{239}_{94}Pu$, ніж паливо, що вивантажують з водо-водяних реакторів. Вельми перспективним є використання у важководних реакторах (HWR)

конверторного циклу, тобто отримання вторинного палива ^{233}U з ^{232}Th . Ефективність цього циклу визначається високим середнім значенням кількості нейтронів, що утворюються при діленні ядра ^{233}U в тепловому спектрі нейтронів (2,29) і більш високим перерізом поглинання нейтронів ядрами ^{232}Th , ніж ^{238}U . Тоді як напрацювання плутонію в HWR з природним ураном складає близько 2,7 г плутонію на 1 кг урану, рівноважне напрацювання ^{233}U досягає 16 г на 1 кг торію.

Звичайно, HWR властиві і певні недоліки. Це, перш за все, висока вартість важкої води, хоча вона міститься у водах морів і океанів, але в надзвичайно малій кількості. Так, на 7000 молекул H_2O доводиться одна молекула D_2O . Саме низькою концентрацією і труднощами виділення і пояснюється її висока вартість. Крім того, в D_2O велика довжина уповільнення нейтронів, внаслідок чого питоме тепловиділення в активній зоні коливається в інтервалі 5-15 МВт/м³, тобто реактори мають достатньо великі розміри. Щоб використовувати специфічні достоїнства D_2O як сповільнювача, його температура повинна підтримуватися до рівня 100 °С, тобто бути достатньо низької. Проте низька температура сповільнювача перешкоджає використуванню теплоти, що відводиться від сповільнювача. Вона складається з енергії випромінювання, що виділяється в сповільнювачі (приблизно 6 %) і натікань тепла з технологічних каналів. Підвищення температури сповільнювача дасть можливість використовувати це тепло, але погіршить нейтронний баланс. Істотним недоліком D_2O є поява радіоактивного і маючого велику проникаючу здатність тритію, що утворюється при взаємодії нейтрона з дейтерієм. У зв'язку з високою вартістю важкої води і біологічною небезпекою тритію, що утворюється, необхідно забезпечити високу герметичність контуру з важкою водою, а також збір можливих протікань. Причому небажане як попадання звичної води у важку - погіршуються її уповільнюючі властивості, так і попадання важкої води в легку - зростають витрати на поповнення втрат D_2O і відбувається виділення тритію. Очевидно, в першу чергу необхідна герметизація контуру сповільнювача.

Важководні реактори (або HWR – Heavy Water Reactor) класифікуються за вживаним теплоносієм (D_2O , H_2O , CO_2 , органічні рідини) і за типом конструкції (канального типу - з трубами, що знаходяться під тиском теплоносія, і корпусного типу, коли під тиском теплоносія знаходиться корпус). У канальних реакторах основним конструктивним елементом є бак-каландр, тобто бак, днища якого сполучені трубами. Усередині бака знаходиться важка вода, по трубах проходить теплоносій.

Розглядаючи загальні особливості HWR, треба відзначити, що гетерогенна структура активної зони з каналами, що містять пучки ТВЕЛів і теплоносій, чревата небезпекою підвищення реактивності при зменшенні кількості теплоносія, якщо останній вносить істотний внесок в поглинання нейтронів. Щоб уникнути цього явища при втраті теплоносія, реактор повинен бути не

сповільненим, тобто характеристики активної зони повинні бути неоптимальними.

Враховуючи переваги HWR, в світі в даний час знаходиться в експлуатації і будується ~45 реакторів різної потужності. Особливо розвинені важководні реактори в Канаді. Об'єктивні умови цієї країни дозволяють їй одержувати відносно дешеву важку воду. В Канаді застосовуються тільки важководні реактори каналного типу, що одержали назву CANDU (Canada Deuterium Uranium).

Канада, що має великі запаси природного урану, не володіла необхідним потенціалом для його збагачення і тому вона розвивала ядерну енергетику на природному урані.

Проведені в Чехії дослідження показали, що за наявності природних запасів уранових руд і вживанні їх для вироблення електроенергії можна одержати без регенерації палива в 10 разів, а при вживанні регенерації палива - в 1000 разів більше електроенергії, ніж у разі експорту уранових руд і покупки за них органічного палива. Звичайно, ці показники залежать від співвідношення цін на природний уран і вугілля на світовому паливному ринку, але загальну тенденцію вони все ж таки відображають. Тому реактори типу HWR були споруджені в Південній Кореї, Індії, Пакистані, Аргентині. Є важководні реактори в Англії, Японії, Італії.

Оригінальний важководний реактор корпусного типу з використанням CO_2 як теплоносія був пущений в Чехословаччині, але у зв'язку з проникненням CO_2 у воду 2-го контуру і викликану цим корозію він був зупинений. Реактори невеликої потужності з D_2O -сповільнювачем, корпусні були пущені в Швеції, Норвегії. У ряді країн проводилися розробки і були навіть пущені D_2O -реактори з органічним теплоносієм. Проте досвід експлуатації органічного теплоносія показав, що в результаті нейтронного випромінювання він полімеризується і вимагає складну систему очищення. Крім того, такий теплоносій набагато дорожче за воду. Тому, не дивлячись на такі привабливі властивості, як низький тиск, слабка активація в нейтронному полі і низька корозійна активність, в атомній енергетиці від нього практично відмовилися.

В травні 2008 р. Національна академія науки України та канадська компанія Atomic Energy of Canada Limited (AECL) уклали меморандум про взаємодію з цільовим розвитком українсько-канадського співробітництва у сфері ядерної енергетики. AECL пропонує НАЕК "Енергоатом" у випадку прийняття рішень щодо комерційної експлуатації в Україні реактора CANDU, який може бути створений українськими виробниками, виробництво компонентів реакторів цього типу, а також втілення технології CANDU на ринках сусідніх країн.

7.2. Канальні реактори з важководним сповільнювачем і теплоносієм

Реактори такого типу найбільш поширені в Канаді - реактор CANDU. Перший реактор такого типу потужністю 22 МВт(е) - реактор NPD (Nuclear Power Demonstration Reactor) був пущений в 1962 р., потім в 1967 р. - прототипний реактор потужністю 208 МВт(е) на станції "Дуглас-Пойнт". Реактор CANDU потужністю 514 МВт(е) був побудований в 1971 році на станції

"Пікерінг-А", і його конструкція є типовою для всіх реакторів цього типу (рис. 7.1).

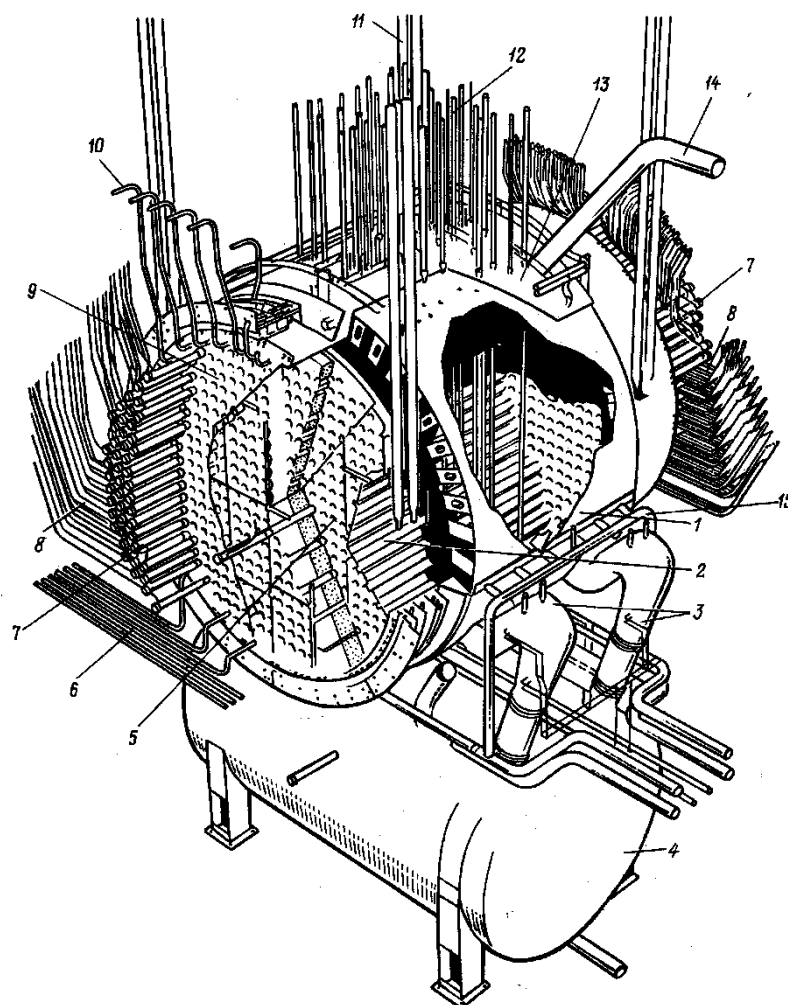


Рис. 7.1 - Загальний вигляд реактора "Пікерінг":

- | | |
|---|---|
| 1 – бак-каландр; | 8 – відведення і підведення теплоносія; |
| 2 - труби каландра; | 9 – зовнішній трубний лист торцевого захисту; |
| 3 - труби для зливу сповільнювача; | 11 – опорні штанги корпусу; |
| 4 - бак для зливу D_2O ; | 12 – канали стрижнів СУЗ; |
| 5 – внутрішня трубна дошка торцевого захисту; | 13 – оболонка корпусу; |
| 6, 10 – вхід і вихід охолодження торцевого захисту; | 14 - підвід гелію; |
| 7 – труби технологічних каналів; | 15 – колектор входу D_2O . |

Активна зона реактора знаходиться в горизонтально розташованому циліндровому баці-каландрі з нержавіючої сталі, заповненому важкою водою. Діаметр бака 8 м, довжина ~8 м, маса без палива і сповільнювача 665 т. Бак між плоскими торцями пронизаний 390 каландровими трубами $\varnothing 131$ мм, товщина стінки 1,55 мм, в яких проходять технологічні канали. Матеріал каландрових труб - циркалой або сплав $Zr+2,5\% Nb$. Кожний технологічний канал з обох кінців розвальцьовуванням приєднаний до опорних цапф, що утримуються в підшипниках ковзання на торцях циліндрового корпусу. Зовнішня поверхня

бака оточена бетонними стінками. По торцях бака є комбіновані теплові захисти із сталевих смуг і плит, усередині циліндрової частини каландра встановлений тепловий захист із смуг нержавіючої сталі, завтовшки близько 115 мм. Захист охолоджується водою, циркулюючою по трубах, прокладених по колу.

Зовні каландра є 25 груп сопел для охолодження зрошуванням внутрішніх металевих частин, не покритих сповільнювачем, в яких виділяється теплота як під час роботи за рахунок випромінювання, так і при зупинках реактора. Під каландром розташований горизонтальний бак $\varnothing 5,4$ м і завдовжки 11,5 м з нержавіючої сталі з товщиною стінки 19,1 мм. Бак сполучений з баком-каландром чотирма скидними трубопроводами з гідрозатворами і трубами з клапанами з верхньою частиною бака-каландра. Під час роботи в нижньому баці підтримується тиск гелію вище, ніж у верхній частині бака-каландра. При необхідності тиск газу скидається, і сповільнювач під дією сили тяжіння зливається з каландра в бак, припиняючи ядерну реакцію. Труба технологічного каналу має зовнішній діаметр 103 мм, товщину стінки 5,08 мм для труб з циркалою і 3,94 мм для цирконій-ніобієвих труб. Канальні труби з обох кінців сполучені із сталевими частинами, в яких встановлені знімні пробки для забезпечення доступу до ТВЗ при перевантаженні.

В кільцевому зазорі між трубами каландра і технологічними каналами прокачується азот, що є теплоізоляцією між гарячим теплоносієм в каналах і холодним сповільнювачем в баці-каландрі. Схема відведення тепла від реактора двоконтурна. До кожного каналу приєднані трубопроводи для підведення і відведення теплоносія - некиплячої важкої води, температура якої на вході в реактор 250 °С, на виході 293 °С, тиск теплоносія 9 МПа. Контур з теплоносієм містить 160 т D_2O , 280 т важководного сповільнювача циркулюють через корпус реактора і зовнішній теплообмінник при атмосферному тиску з середньою температурою 60 °С. Система відведення теплоти розділена на дві ідентичні петлі, в яких встановлені по шість кожухотрубних парогенераторів, що генерують насичену пару під тиском ~ 4 МПа. Перевантаження палива в реакторі безперервне. З кожного торця реактора встановлено по перевантажувальній машині (рис.4.2), що працюють за напівавтоматичною схемою: стиківка з каналом, ущільнення по каналу, видалення ізолюючого і захисного корків, установка нової та видалення відпрацьованої паливної збірки, установка обох корків і розстикування з каналом.

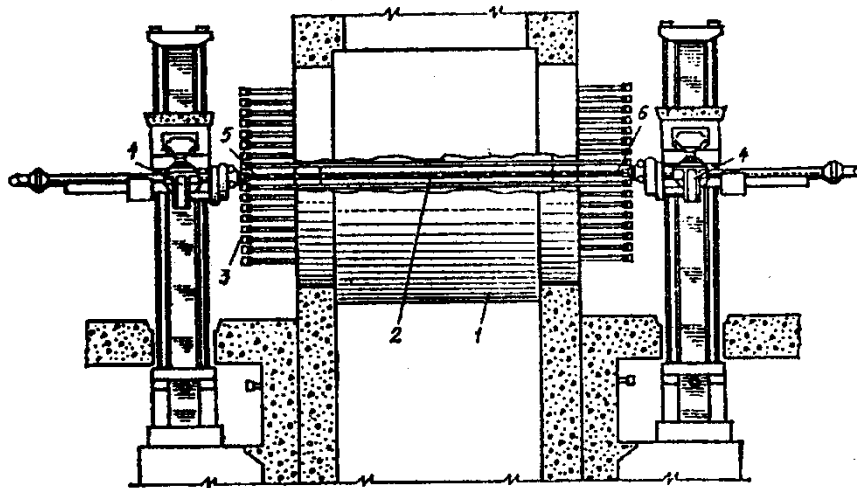


Рис.7.2 - Розташування перевантажувальних машин в реакторі CANDU:

- | | |
|---------------------|-------------------------------|
| 1 – реактор; | 4 – перевантажувальна машина; |
| 2 – паливний канал; | 5 – ТВЗ для завантаження; |
| 3 – торець каналу; | 6 – ТВЗ для вивантаження. |

Перевантажувальні машини пересувають касети в сусідніх каналах у протилежних напрямках.

ТВЗ реактора (рис. 7.3) складається з пучка стрижневих ТВЕЛів Ø15,2 мм в оболонці з циркалою. Число стрижнів в пучку 24, число ТВЗ в кожному каналі 12, довжина кожної ТВЗ 495 мм. Дистанціюється ТВЗ в каналі ребрами на кожусі. Перевантажується паливо поступовим проштовхуванням ТВЗ від одного торця до другого. В добу перевантажується 9 касет. В процесі роботи регулювання забезпечується чотирнадцятьма камерами, розташованими усередині зони. Ці камери є трубами, заповненими звичайною водою. Крім того, є 18 компенсуючих стрижнів з кобальту, що вводяться в активну зону вертикально між каналами в корпусі. Ці стрижні призначаються для компенсації отруєння ксеноном. Радіоізотоп кобальту, що утворюється в них, має самостійне комерційне значення. В реакторі, встановленому на АЕС "Брук", застосовується інший метод компенсації отруєння, при якому в активну зону вводять допоміжні стрижні, що містять збагачене паливо. Аварійна зупинка реактора здійснюється скиданням в активну зону 11 кадмієвих стрижнів, встановлених над корпусом. При необхідності цей захист дублюється зливом сповільнювача в дренажний бак. В останніх конструкціях реактора CANDU дренажний бак відсутній, бак-каландр поміщається в захисний бак, заповнений звичайною водою і аварійна зупинка реактора, крім кадмієвих стрижнів, здійснюється уприскуванням в сповільнювач поглинач нейтронів (солі гадолінію). При змінах реактивності, що виходить за межі, які можуть компенсуватися системами регулювання, наприклад при запуску реактора, цілком завантаженого свіжим паливом, в сповільнювач додається бор у вигляді оксиду, який виводиться потім на іонообмінних фільтрах.

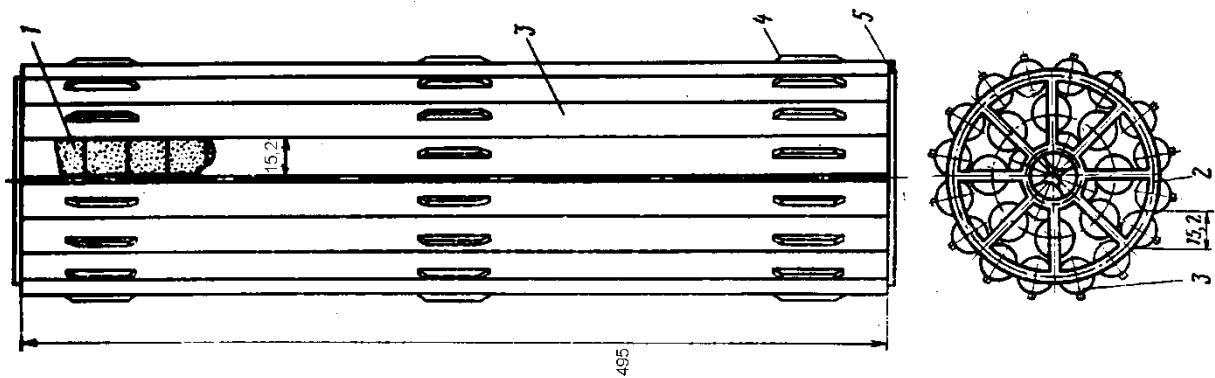


Рис.7.3 - Тепловиділяюча збірка реактора CANDU:

- 1 – таблетки з діоксиду урану в ТВЕЛі;
- 2, 5 – каркас ТВЗ;
- 3 – ТВЕЛ з оболонкою з циркалою;
- 4 – дистанційний виступ з циркалою.

Розглянемо захисну систему станції. Протиаварійна оболонка є двохбар'єрною системою. Кожний з 4-х реакторів станції "Пікерінг" розташований у власній захисній будівлі, в якій підтримується тиск дещо нижче за атмосферний. Всі чотири будівлі охоплюються великою "вакуумною будівлею" об'ємом $8 \cdot 10^4 \text{ м}^3$, виконаною з армованого бетону. Тиск в цій будівлі підтримується рівним 6,6 кПа. Вакуумна будівля в змозі утримати всю пару, що утворюється при витoku теплоносія 1-го контуру. Для конденсації цієї пари в будівлі є спринкерна система охолодження, що включається при підвищенні тиску. Бак з водою для живлення цієї системи об'ємом 7600 м^3 розташований у верхній частині вакуумної будівлі. Комбінація реакторної і вакуумної будівель забезпечує утримання радіоактивності у разі розриву 1-го контуру. В самій реакторній будівлі тиск в цьому випадку не перевищує 0,14 МПа, що менше ніж розрахункове проєктне значення.

7.3. Канальні реактори з важководним сповільнювачем і легководним теплоносієм

Вживання легководного теплоносія дає можливість перейти на прямий енергетичний цикл, відмовитися від парогенератора і поліпшити економічні показники станції. Реактори такого типу з'явилися вже в 1968 р. у Великобританії, потім в Канаді, Японії, Італії. Конструкції всіх цих реакторів принципово однакові і відрізняються одна від одної тільки конкретним виконанням окремих вузлів. Англійський прототипний реактор був побудований в Уїнфріті, потужність його була 300 МВт тепла і 100 МВт електрична. Метою його створення з'явилася необхідність накопичення досвіду експлуатації таких реакторів, оскільки у Великобританії з 70-х років передбачалося розвивати атомну енергетику на базі важководних реакторів з легководним теплоносієм. До достоїнств таких реакторів слід віднести одноконтурну схему АЕС, менший тиск пари в каналах, ніж в реакторах CANDU, менша необхідна кількість важкої води і менші втрати цієї води, оскільки вона використовується

тільки як сповільнювач і знаходиться в баці-каландрі при низьких тиску і температурі. Крупним недоліком, особливо з позицій сьогодення, є позитивний паровий коефіцієнт реактивності. Легка вода у зв'язку з тим, що її мало, впливає в основному тільки на поглинання, а не на уповільнення нейтронів, тому паротворення викликає зростання реактивності. Проте, експлуатація реактора була успішною. Був розроблений проект такого реактора потужністю 660 МВт(е) і було ухвалено рішення про будівництво шести таких реакторів. Проте надалі це рішення був відмінено.

Конструкція реактора SGHWR (Steam Generating Heavy Water Reactor) – парогенеруючий важководний реактор в Уїнфріті така (рис.7.4): бак-каландр розташований вертикально; в реакторі 104 вертикальних паливних каналів з внутрішнім діаметром 130 і завтовшки стінки 5 мм. В межах, активної зони канали виконані з циркалою, а по краях - з нержавіючої сталі.

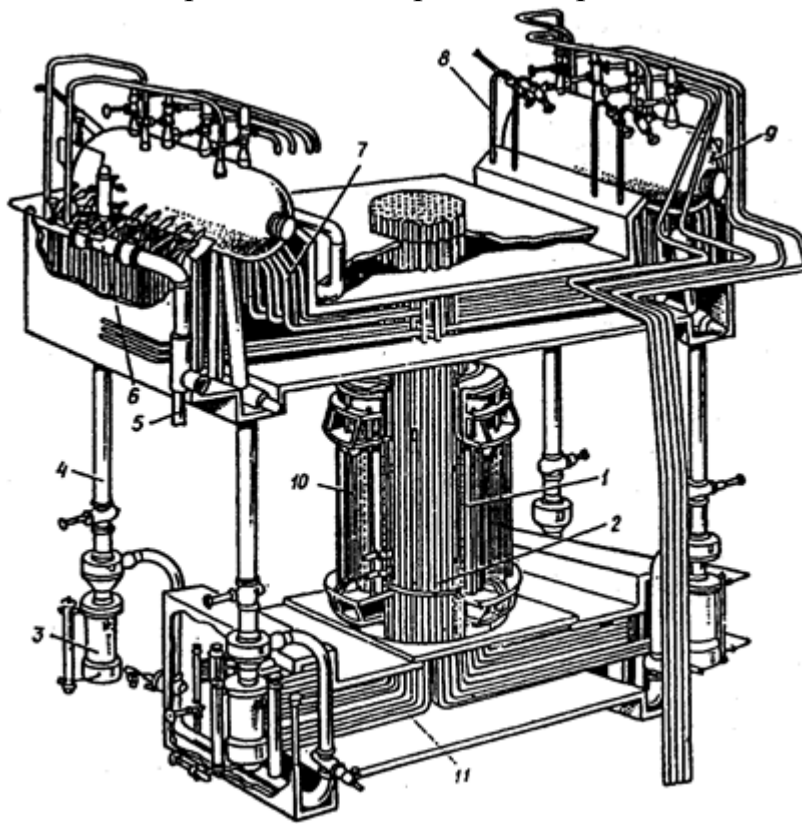


Рис. 7.4 - Важководний реактор з киплячим легководним теплоносієм:

- | | |
|----------------------------------|---|
| 1 – каландр | 7 - пароводяні труби; |
| 2 - паливний канал; | 8 - живильна вода; |
| 3 - ГЦН; | 9 - сепаратор пари; |
| 4 - опускний трубопровід; | 10 - нейтронний захист; |
| 5 - трубопровід пари до турбіни; | 11 - трубопроводи підведення води до каналів; |
| 6 - колектор пари; | |

Паливні канали проходять усередині каландрових каналів, зовнішнім діаметром 184 мм і завтовшки стінки 3,3 мм. Каландровий бак має довжину 3960 і діаметр 3710 мм. Бак і канали каландра виконані з алюмінію, проміжок між паливними і каландровими каналами заповнений циркулюючим з малою швидкістю вуглекислим газом, який грає роль теплоізоляції і використовується

для контролю герметичності каналів. З торців і навкруги каландра розташовані баки водяного біозахисту. Важка вода в каландрі знаходиться під тиском, дещо вищим атмосферного, і при температурі 80 °С. Для відведення тепла від важководного сповільнювача передбачений спеціальний контур циркуляції з очищенням D₂O від домішок, у тому числі і від бору. Верхній рівень води в каландрі знаходиться вище за верх активної зони. Простір над рівнем води заповнений гелієм. Компенсація надмірної реактивності здійснюється добавкою в сповільнювач нукліда бору, концентрація якого протягом кампанії міняється. Регулювання потужності реактора здійснюється зміною рівня сповільнювача, тобто вильотом нейтронів.

Аварійна зупинка реактора проводиться зливом сповільнювача, а також заповненням дванадцяти спеціальних U-подібних труб, що проходять через каландр і протягом декількох секунд можуть бути заповнені розчином бору. Поглинаючих стрижнів і механічних приводів СУЗ в реакторі SGHWR не передбачено. ТВЗ складається з 36 ТВЕЛів діаметром 16 мм, завдовжки 3,6 м з оболонкою з циркалою, що заповнена таблетками із спеченого двоокису урану при збагаченні 2,3 %.

ТВЗ кріпиться до підвіски, яка закінчується пробкою, за допомогою якої здійснюється кріплення підвіски в каналі і його ущільнення. Центральна трубка в ТВЗ виконана з отворами, через які в аварійних ситуаціях при втраті теплоносія в реакторі розбризкується вода з системи аварійного охолодження реактора. Це забезпечує цілісність ТВЕЛів. Паровміст теплоносія на виході з каналу 11%, тиск 6,5 МПа, температура насичення 282 °С. По обом сторонам реактора знаходяться сепаратори пари, до яких підходять трубопроводи від кожного каналу.

Література

3. Верхівкер Г.П., Кравченко В.П. Основи розрахунку та конструювання ядерних енергетичних реакторів. – Одеса: ТЕС, 2009.
4. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы. – К.: КПИ, 1997. С. 117-127.

Контрольні питання до лекції 7

1. Зробити класифікацію реакторів типу CANDU?
2. Який основний конструкційний елемент каналних важководних реакторів?
3. Які переваги і недоліки важководних реакторів?
4. Як дистанціюється ТВЗ в технологічному каналі?
5. Що має більш високу температуру – теплоносій або сповільнювач?
6. Яке середовище поміщається між трубами каландра і технологічними трубами і для чого?
7. Як здійснюється регулювання потужності реакторів типа CANDU?
8. З якого металу зроблений бак-каландр в реакторі CANDU?
9. Діаметр ТВЕЛа у важководних реакторах більше чи менше діаметру ТВЕЛа ВВЕР?

10. Питоме енерговиділення у важководних реакторів більше чи менше, ніж у ВВЕР?

11. Який рівень глибини вигорання у НWR? Як ця величина співвідноситься з глибиною вигорання палива у ВВЕР?

Лекція 8

Водо графітові реактори. Реактори Першої АЕС, Білоярської АЕС (АМБ-100, АМБ-200)

Мета лекції: Ознайомлення з особливостями та конструкцією водографітових реакторів

План лекційного заняття	1. Особливості водографітових реакторів 2. Конструкція Першої АЕС 3. Конструкція реакторів АМБ Білоярської АЕС
-------------------------	--

8.1. Загальні положення

Реактори з графітовим сповільнювачем є третім за поширеністю типом реакторів. Графіт достатньо широко застосовується в техніці, добре обробляється, стійкий в інертному середовищі до високих температур і має малий перетин поглинання нейтронів. У зв'язку з цим в реакторах з графітовим сповільнювачем може застосовуватися природний уран або низько збагачене паливо. Коефіцієнт відтворення в таких реакторах може доходити до 1-1,1. Сповільнююча здатність графіту менша, ніж у води, і тому для отримання спектру теплових нейтронів графіто-уранове відношення повинне бути набагато більше, ніж водно-уранове. Тому графітним реакторам властиві великі розміри і мале питоме енерговиділення. До недоліків графіту відноситься також анізотропія властивостей, горіння при високій температурі у повітрі, вступ до реакції з вуглекислим газом, велика пористість. Як теплоносій в таких реакторах використовується вода, двоокис вуглецю, гелій. Конструктивно реактори діляться на дві групи:

- корпусні, які у якості теплоносія використовують гази He і CO_2 ;
- каналні, які у якості теплоносія застосовують воду.

Канальні реактори можуть бути з каналами, що перевантажуються і не перевантажуються. У СНД набули поширення каналні реактори, на заході - корпусні.

8.2. Реактори з каналами, що перевантажуються

Першим реактором такого типу є реактор Першої АЕС, пущений в червні 1954 р. у м. Обнінську Калузької області (Росія). Електрична потужність АЕС була 5 МВт. Реактор складався з графітної кладки, розміщеної у тонкостінному металевому корпусі. Циліндрова активна зона діаметром 3 і заввишки 4,5 м складалася з шестигранної графітної кладки, розміром під ключ 120 мм. На периферії шестигранна цегла замінена секторами. У центрі цеглини є отвір діаметром 65 мм. Цегла утворює 151 колону, в них розміщується 128 паливних каналів і 23 канали для стрижнів управління. Кількість секторних колон дорівнює 24. Вони утворюють відбивач завтовшки 750 мм з шістьма отворами для управляючих стрижнів. У кожному секторі є отвори, куди встановлюються канали охолодження відбивача.

Кладка встановлена на металевій плиті з опорним кільцем, що покоїться на шести домкратах. З нижньої сторони плити є змійовики для її охолодження. Реактор розміщується в залізобетонній шахті і оточується водяним баком біологічного захисту. На фланці бака біозахисту встановлюється верхня чавунна плита діаметром 3290 мм. Кожух приварюється до нижньої плити і через компенсатор упирається у фланець. У плиті виконано 157 отворів, співвісних з отворами в цеглі кладки, куди вставляються технологічні канали і канали СУЗ. Для їх установки на верхній плиті є стояки з фланцями, до яких через прокладку ущільнювача кріпляться канали, що вставляються. Підведення і відведення теплоносія до кожного каналу здійснюється індивідуальними трубопроводами, розміщеними між стояками і сполученими з напірним і відвідним колекторами. Зверху шахта реактора закривається верхнім захисним перекриттям, що складається з окремих чавунних плит. Канал реактора Першої АЕС уявляє циліндрову конструкцію діаметром 65 мм і завдовжки 6,5 м, що складається з головки, графітних і сталевих втулок, всередині яких проходять трубки і ТВЕЛі. Від напірного колектора теплоносії підводиться до верхньої головки каналу, звідки по трубці 150,6 мм подається вниз до хвостовику каналу.

У хвостовику теплоносії розподіляється у чотири периферійні трубки 90,4 мм, на які в межах активної зони надіті кільцеві паливні таблетки, що закриваються тонкою металевою трубкою і графітною втулкою. Спускаючись униз, вода охолоджує ТВЕЛі і графітну кладку, відводячи тепло, що виділилося в графіті при уповільненні нейтронів. Нагріта вода відводиться від верхньої головки каналу до збірного кільцевого колектору. Матеріал каналу - нержавіюча сталь, як паливо використовувався легований металевий уран з п'ятипроцентним збагаченням. Компенсація різних термічних подовжень центральної і периферійних трубок здійснюється закручуванням периферійних трубок у верхній частині каналу. При перевантаженні реактора головка каналу від'єднується від трубопроводів, підвідних і відвідних, і весь канал виймається з активної зони. Реактор був розрахований на роботу без кипіння води в активній зоні. Вода під тиском 10 МПа нагрівається до 280 °С і прямує в парогенератори, де генерується пара, що йде в турбіну.

Дослідження, проведені на реакторі Першої АЕС, показали, що охолодження технологічних каналів може проводитися достатньо ефективно як водою, так і парою; були відпрацьовані конструкції і режими експлуатації каналних реакторів. Цей досвід ліг в основу проекту наступного покоління каналних реакторів - реакторів Білоярської АЕС (БАЕС). Перший реактор БАЕС увійшов до експлуатації в кінці 1964 р. Це був єдиний в світі реактор з ядерним перегрівом пари, достатньо надійно працюючий до кінця експлуатації. У основу конструкції цього реактора лягла конструкція реактора Першої АЕС, але потужність його була вже у 20 разів більша, а ККД більший у два рази. Схема 1-го блоку БАЕС істотно відрізняється від схеми Першої АЕС. Насичена пара, що генерується у випарних каналах реактора, поступає до сепаратору, де відділяється від води і поступає у парогенератор «барабанного типу».

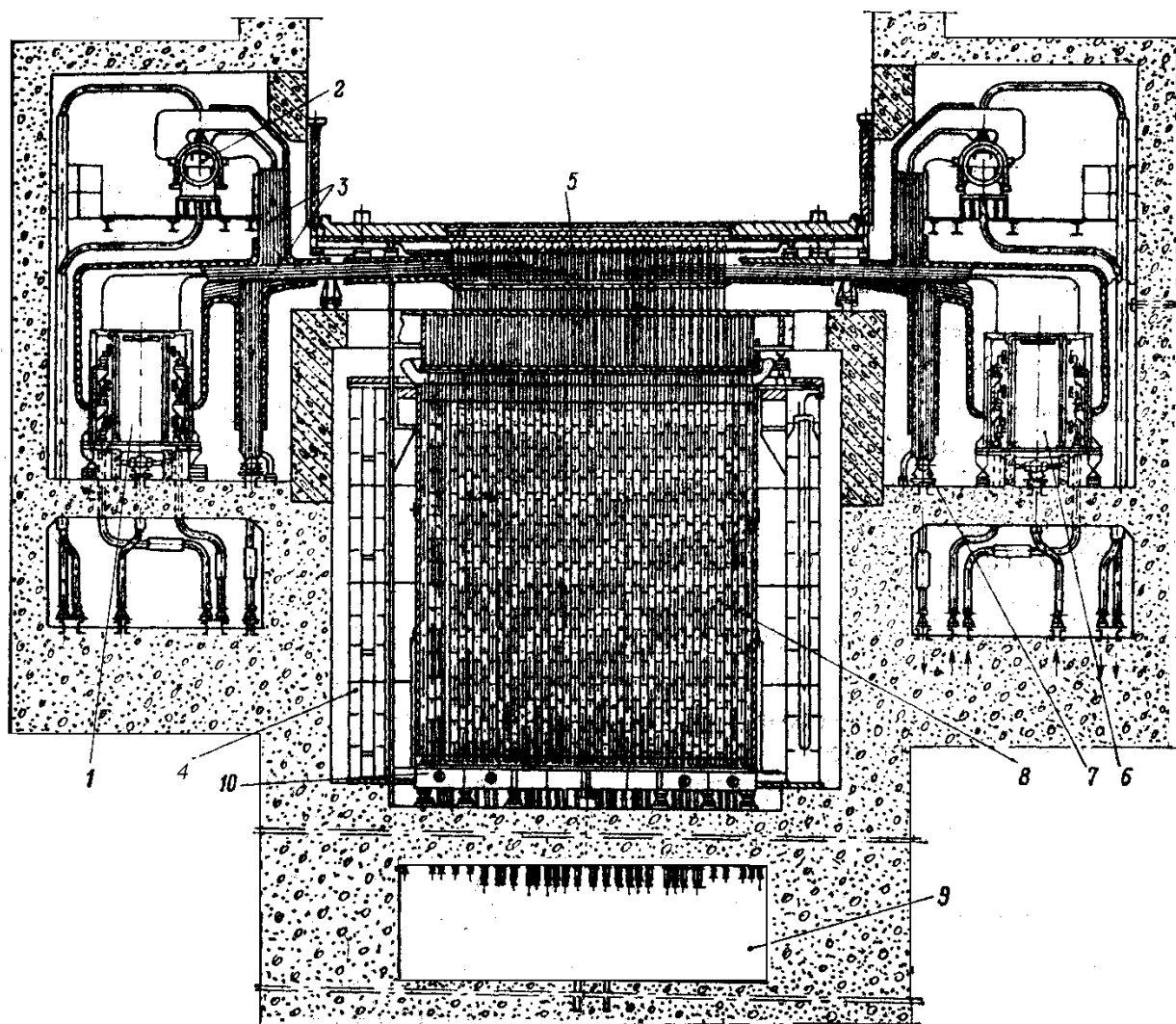


Рис. 8.1 - Реактор 1-го і 2-го блоків Білоярської АЕС:

- | | |
|-------------------------------|-----------------------------------|
| 1 - приміщення трубопроводів; | 6 - головний циркуляційний насос; |
| 2 - сепаратор пари; | 7 - водяний колектор; |
| 3 - приміщення трубопроводів; | 8 - графітна кладка; |
| 4 - бак біозахисту; | 9 - приміщення приводів СУЗ; |
| 5 - верхнє перекриття; | 10 - нижня плита. |

Вода поверталася в циркуляційний контур реактора, а вторинна пара поступала на перегрів у відповідні канали реактора, після чого прямувала у турбіну. Потужність блоку 100 МВт, реактору - 286 МВт. Параметри пари перед турбіною: 8,8 МПа, 500 °С. Це дозволило використати серійний надійно працюючий турбоагрегат і одержати ККД блоку на рівні 35 %. Досвід роботи 1-го блоку БАЕС показав, що відсепарована в сепараторі пара після випарних каналів без помітного погіршення радіаційної обстановки може безпосередньо прямувати в канали для перегріву і потім вже на турбіну. Крім того, потужність блоку при тих же габаритах реактора може бути подвоєна. Тому схема 2-го блоку БАЕС одноконтурна, а ККД виріс до 37,74 %.

Реактори обох блоків по конструкції однакові. Реактор розміщується в шахті з розмірами в плані 15·15 м, бічні стінки якої є одночасно біологічним захистом від іонізуючих випромінювань реактора (рис. 8.1).

Усередині шахти встановлюється кільцевий водяний бак біологічного захисту. Вода в баку сприймає тепло кладки реактора і кожуха і є тепловим захистом бетону. На дні шахти встановлюються опори під нижню плиту, що уявляє барабан коробчастого типу діаметром 10,5 м і заввишки 600 мм, заповнений водою. На нижній плиті встановлюється графітна кладка, що виконана з прямокутних цеглин з центральним отвором 75 мм для технологічного каналу. Висота цегли в нижній частині різна, а у всій решті кладки однакова і становить 600 мм. Таким чином, виключається проскакування нейтронів в горизонтальному напрямі. Висота активної зони 6 м, діаметр 7,2 м, товщина бічного відбивача 0,8 м, нижнього - 1,4 м, верхнього - 0,8 м. Над верхнім відбивачем встановлена захисна змішана кладка з шарів графіту і чавуну, що чергуються, загальною висотою 1,5 м. На кільцевому баку біологічного захисту монтується верхня плита також коробчастого типу. До верхнього листу цієї плити приварюються труби (стояки), у які вставляються і кріпляться технологічні канали. Нижнім кінцем ці труби заходять в чавунний блок, розташований на верхній цеглині графітного стовпа кладки. Шахта закривається перекриттям, що складається з чавунних плит і коробів, заповнених залитим бітумом чавунним дробом. Між верхньою плитою і перекриттям знаходиться розводка трубопроводів, що підводять і відводять теплоносій. Ці трубопроводи сполучаються з головками технологічних каналів за допомогою спеціальних калачів. Трубопроводи виведені на обидві сторони реактора. Також з двох сторін реактора розташовуються розподільні колектори води і насиченої пари, збірні колектори перегрітої пари і над ними, вище за головки робочих каналів, - барабани-сепаратори. Це забезпечує природну циркуляцію теплоносія через активну зону при повному знеструмленні блоку при потужності 15-20 % від номінальної, створюючи умови надійного охолодження каналів реактора.

Технологічні канали реакторів БАЕС виконані аналогічно каналам Першої АЕС (схема технологічного каналу реактора БАЕС приводиться на рис. 8.2), проте мають і деякі конструктивні відмінності. Так, наприклад, діаметр циліндрової частини каналу 75 мм, довжина випарних каналів 13500 мм, каналів для перегріву пари - 12900 мм, у випарному каналі є одна опускна трубка 20·1 мм і шість підйомних 12·0,6 мм.

Навколо підйомних трубок встановлюються кільцеві паливні таблетки, що закриваються зовнішньою оболонкою 20·0,2 мм. Компенсація різних термічних подовжень центральної і периферійних трубок здійснюється закручуванням останніх у нижній частині каналу. До 1972 р. таку ж конструкцію мав і канал для перегріву пари. Проте в процесі експлуатації мала місце підвищена аварійність каналів для перегріву пари, очевидно, в результаті перегріву стінок ТВЕЛа. Тому для цих каналів конструкція була змінена: у

канали було залишено всього 6 периферійних трубок. По трьох трубках пар опускався в нижню головку і по трьох підіймався вгору. Закручування трубок здійснювалося у верхній частині каналу. В результаті швидкість пари збільшилася удвічі, і перегрів стінки значно знизився.

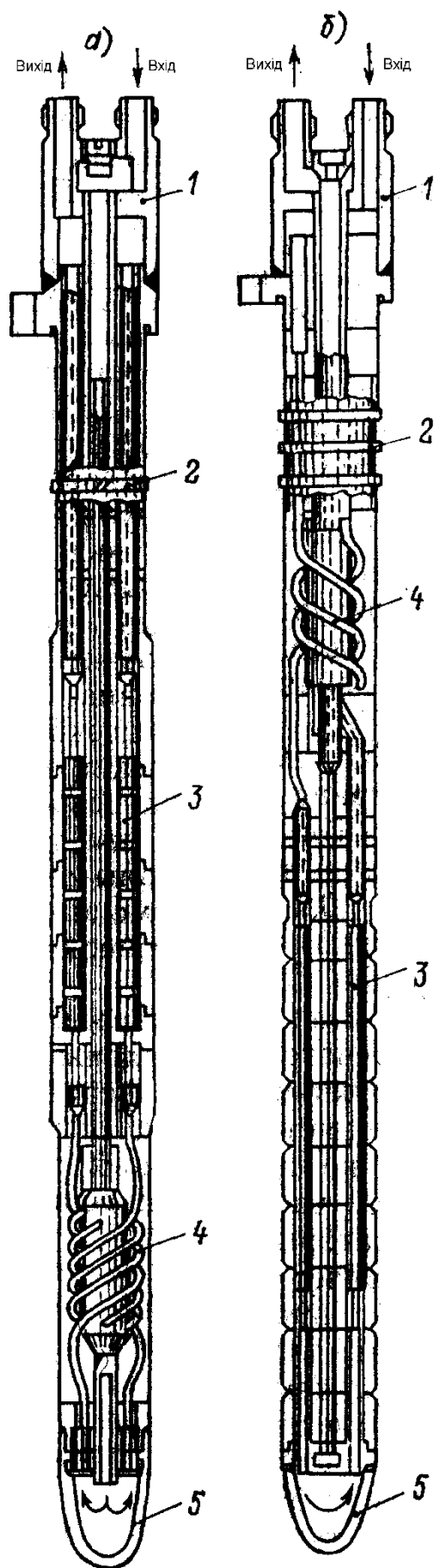


Рис. 8.2 - Випарний канал (а) і канал для перегріву пари (б) реакторів БАЕС:

- 1 - вхід води;
- 2 - камера пароводяної суміші;
- 3 - ядерне пальне;
- 4 - підйомні труби;
- 5 - хвостовик

Канали СУЗ проходять через верхні стояки, кладку реактора, нижні стояки і виходять в приміщення під реактором, де розташовуються приводи. Стрижні СУЗ виводяться з активної зони вгору і утримуються там електромагнітом. При знеструмленні вони падають в активну зону. Всього в реакторі 998 робочих каналів (730 випарних і 268 для перегріву пари в першому блоці і 732 випарних і 266 для перегріву у другому блоці) і 94 канали із стрижнями компенсації реактивності і аварійного захисту. Шість стрижнів автоматичного регулювання розміщуються в робочих каналах. Кладка реактора оточується тонкостінним металевим кожухом, що приварений до нижньої плити і упирається у верхню. Простір усередині кожуха заповнений азотом. У периферійній частині реактора розташовуються випарні канали, в центральній - ряди випарних каналів і для перегріву пари чергуються. Більшість металоконструкцій реактора виготовлена із слабо легованої вуглецевої сталі, водопроводи і оболонки ТВЕЛів - з неіржавіючої.

Збагачення палива у випарних каналах 3 %, у каналах для перегріву пари 6,5 % для опускного ТВЕЛа і 5 % для підйомного. Масовий паровміст на виході з випарних каналів в першому блоці дорівнює 12 %, у другому – 22 %. Потужність другого блоку 200 МВт(э) і 530 МВт(т), витрата води через реактор 2600 т/г на першому блоці і 3200 т/г на другому.

Успішна експлуатація реакторів БАЕС дозволила створити аналогічні реактори для атомних теплоелектроцентралей (АТЕЦ). Такий тип реактора успішно експлуатується на Білібінській АТЕЦ. Відмінність полягає в природній циркуляції теплоносія і виробленні насиченої пари тиском 6,5 МПа, що спрямовується з сепаратора на турбіну. Не дивлячись на погіршення показників схеми, це виправдовується спрощенням і підвищенням надійності. Для зменшення гідравлічного опору при природній циркуляції діаметр центральної трубки технологічного каналу збільшений до 25·1 мм, при цьому діаметр каналу дорівнює 88 мм. У опускних трубопроводах відсепарованої води встановлені струменеві насоси, робочим органом в яких служить живильна вода. Теплова потужність кожного з 4-х реакторів Білібінської АЕС 62 МВт, електрична - 12 МВт при відборі тепла 29 МВт.

Недоліком реакторів типу БАЕС з'явилася відносно невелика потужність, що лімітується, перш за все, поверхнею теплообміну, а також високе збагачення палива. Тому подальший розвиток реакторів з графітним сповільнювачем і водяним теплоносієм при ухваленні тих же конструктивних рішень звівся до створення нової конструкції технологічного каналу і ТВЕЛа. Канал став неперевантажуваним, при перевантаженні з нього виймалася тільки збірка ТВЕЛів. Прикладом такого реактора є реактор типу РБМК.

Література

5. Верхівкер Г.П., Кравченко В.П. Основи розрахунку та конструювання ядерних енергетичних реакторів. – Одеса: ТЕС, 2009.
6. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы. – К.: КПИ, 1997. С. 128-137.

Контрольні питання до лекції 8

1. Чому ВГР не можуть працювати на природному урані?
2. Що таке КВ? Яке значення КВ мають ВГР?
3. До якого типу відноситься перший реактор?
4. Скільки контурів мали блоки БАЕС-1 та БАЕС-2?
5. Який ККД мав блок БАЕС-2?
6. Чи перевантажуються технологічні канали у реакторів АМБ? Чи перевантажується тільки ТВЗ?
7. Турбіни БАЕС-1 та БАЕС-2 працюють на перегрітій парі. Яким чином здійснюється перегрів пари в реакторі?

Лекція 9. Реактори типу РБМК.

Мета лекції: Ознайомлення з особливостями та конструкцією водографітових реакторів

План лекційного заняття	1. Теплова схема 2. Конструкція реактора РБМК, ТВЗ, каналів СУЗ, органа регулювання. 3. Системи безпеки
----------------------------	---

До реакторів такого типу відносяться реактори великої потужності киплячі (РБМК). Їх електрична потужність 1000 і 1500 МВт: РБМК-1000 і РБМК-1500, що є подальшим розвитком каналних графітних реакторів. Перший реактор РБМК-1000 був введений на Ленінградській АЕС у 1973 р. Зараз такі реактори працюють на Курській і Смоленській АЕС. На Ігналінській АЕС були встановлені два блоки з РБМК-1500. Сумарна потужність таких блоків в СНД 16 тисяч МВт. Подібні реактори працювали на Чорнобильській АЕС.

Виконано проект реактора такого типу потужністю 2400 МВт (РБМК-2400) з ядерним перегрівом пари. Проте, аварія реактора РБМК-1000 на четвертому блоці Чорнобильської АЕС, що відбулася 26 квітня 1986 р., - найкрупніша аварія в ядерній енергетиці - показала потенційну небезпеку реакторів такого типу і привела до відмови від їх будівництва.

Розглянемо конструкцію реактора РБМК-1000 (рис. 9.1, 9.2).

Активна зона реактора розміщується в бетонній шахті розміром 21·21 м, глибиною 25 м (звичайний бетон густиною 2,2 т/м³) і складається з графітних блоків 250·250 мм довжиною 200, 300, 500 і 600 мм. Основні блоки довжиною 600 мм, інші встановлюються у верхній і нижній частинах кладки для виключення проскакування нейтронів в місцях стиків. Графітна кладка циліндрової форми. Активна зона діаметром 11,8 м і заввишки 7 м оточена графітним відбивачем завтовшки 1000 мм (бічний) і 500 мм (торцевий). Всього в реакторі 2488 графітних колон. У центрі кожного блоку є отвір діаметром 114 мм, в який вставляється технологічний канал, канал СУЗ або канал охолодження відбивача, або графітні стрижні.

Маса кладки складає 1700 т. Графітна кладка встановлена у герметичному просторі, утвореному циліндровим кожухом і плитами верхньої і нижньої металоконструкцій. Для запобігання окислення графіту і поліпшення тепловіддачі герметична порожнина заповнюється сумішшю азоту і гелію (гелію до 40 % по масі). Простір навколо кожуха заповнений азотом під тиском, більшим на 0,2-1 кПа тиску гелієво-азотної суміші. Навколо кожуха є кільцевий бак біозахисту завтовшки 1,2 м, що складається з 16 секторів, заповнених водою. На дні бетонної шахти під реактором встановлена основна опорна металоконструкція, що уявляє собою дві пересічні по центру реактора перпендикулярно одна одній вертикальні пластини заввишки 5,3 м з ребрами

жорсткості. На цю хрестовину встановлюється і приварюється до неї нижня металоконструкція, що є металевим барабаном діаметром 14,5 м, заввишки 2 м. Внутрішня порожнина її засипана серпентинітом і заповнена азотом, верхню і нижню торцеві плити металоконструкції пронизують труби-тракти для технологічних каналів, приварені до цих плит. Нижня металоконструкція є фундаментом для графітної кладки (рис. 9.3).

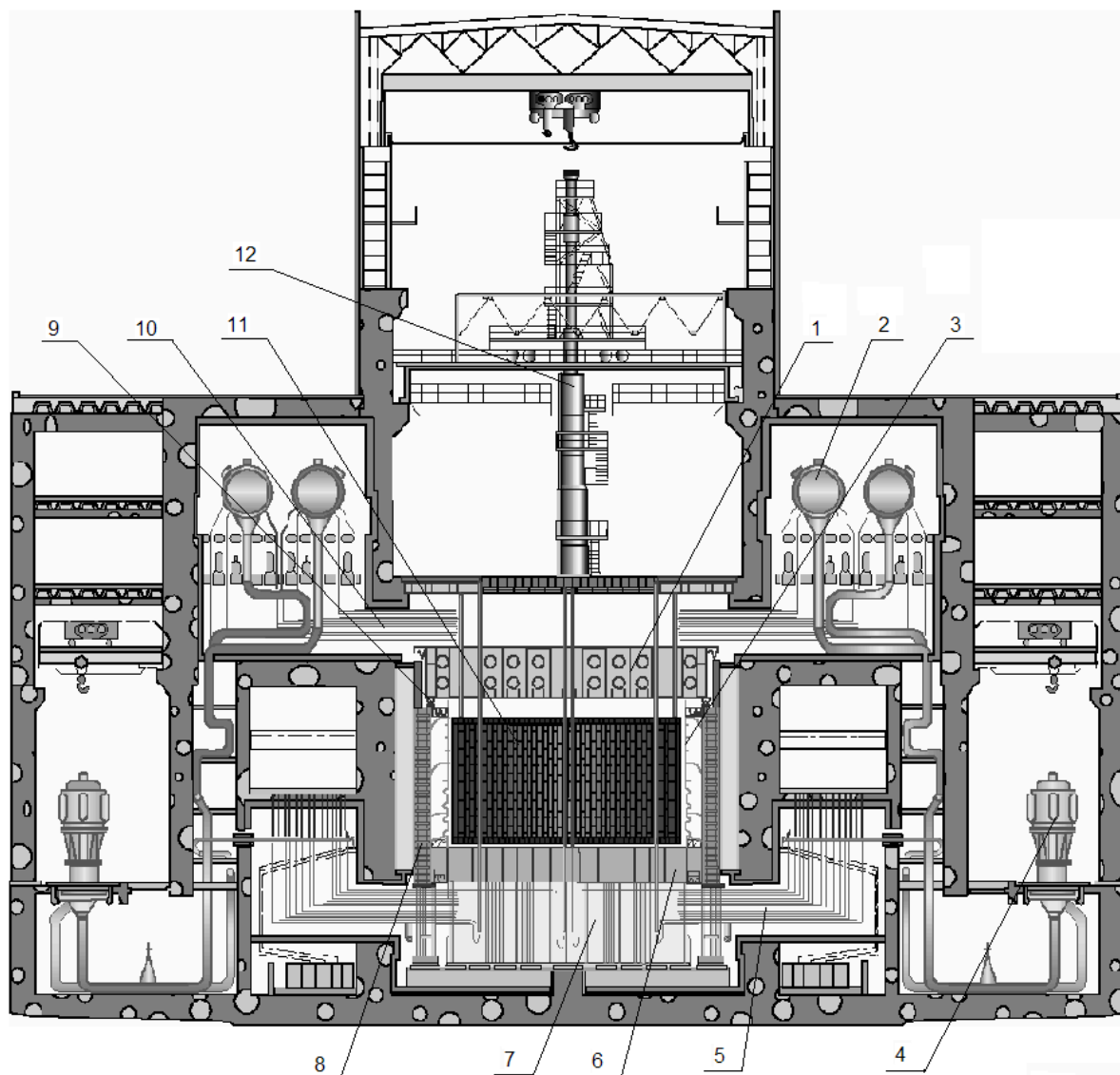


Рис. 9.1 - Загальний вигляд реакторної установки з реактором РБМК:

1 – верхній біологічний захист;
 2 – барабани-сепаратори;
 3 – кожух реактора;
 4 – ГЦН;
 5 – водяні комунікації;
 6 – нижній біологічний захист;

7 – опорна конструкція (хрестовина);
 8 – водяний бак;
 9 – каткові опори для верхнього біологічного захисту;
 10 – пароводяні трубопроводи;
 11 – активна зона (графітна кладка);
 12 – розвантажувально-завантажувальна машина.

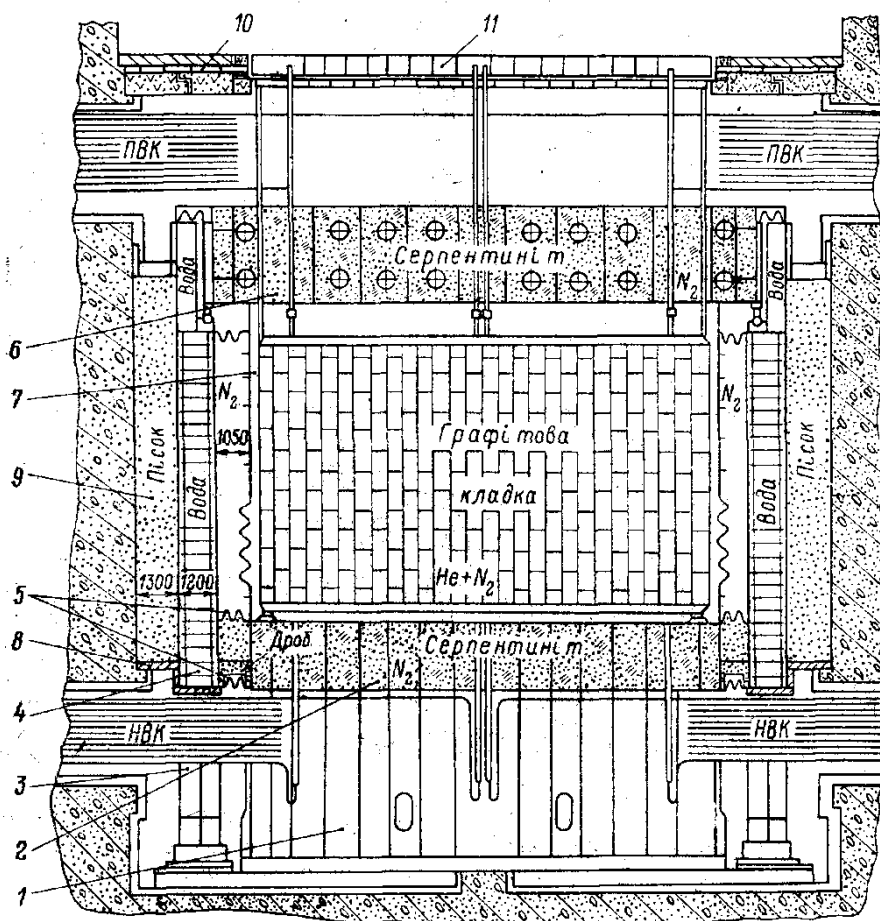


Рис. 9.2 - Металоконструкція і біологічний захист реактора РБМК-1000:

На верхню плиту цієї металоконструкції приварюється металевий стакан з прорізами для проходу газу, на цей стакан встановлюється сталевий блок, а на нього - графітні блоки. Для фіксації цих блоків між собою передбачений в їх торцевих частинах замок типу "виступ-западина". На стаканах є різьблення, на яке накручуються дві шайби з прокладкою-діафрагмою між ними для зменшення тепловіддачі від сталевих блоків до верхньої плити нижньої металоконструкції і для наряду частини газу в зазори між графітом і трубою технологічного каналу. На графітну кладку кладеться зверху також сталевий блок, з яким з'єднується фланець, в нього входить труба-тракт, приварена до верхньої металоконструкції. Верхня металоконструкція є металевим барабаном діаметром 17 і заввишки 3 м. Плити (верхня і нижня) зварені з обичайною герметичним швом і між собою вертикальними ребрами жорсткості. Верхня металоконструкція встановлюється на 16 каткових опорах на водяному баці

біозахисту. Всередині вона заповнена серпентинітом і азотом. У верхню і нижню плити металоконструкції вварені труби-тракти для встановлення технологічних каналів. Труби-тракти, приварені до верхніх і нижніх металоконструкцій, знаходяться на одній вісі одна з одною і з отворами в графітних блоках. У центральному залі є металоконструкція верхнього перекриття з отвором для установки технологічних і спеціальних каналів. Отвір перекривається знімним настилом, що складається з окремих плит, і має функції біологічного і теплового захисту центрального залу.

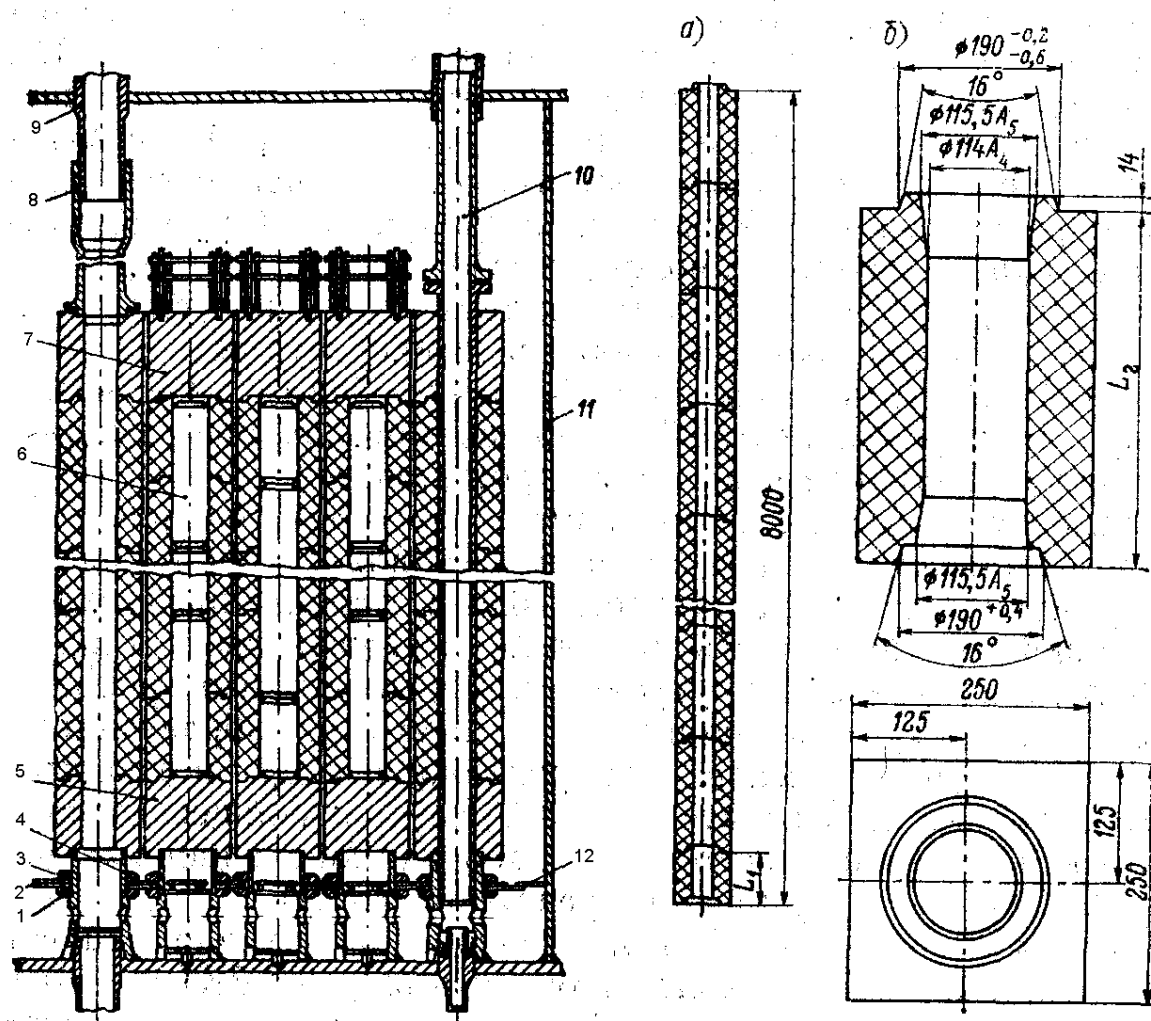


Рис. 9.3 - Конструкція графітної кладки реактора РБМК:

а – графітна колона; б – графітний блок РБМК-1000

1,3 - шайби;

8 - фланець;

2 - діафрагма;

9 - труба-тракт;

4 - стакан;

10 - канал охолодження відбивача;

5, 7 - сталевий блок;

11 - кожух реактора;

6 - графітна втулка;

12 - кільце ущільнення.

Настил складається з верхніх і нижніх плит і блоків, що спираються на стояки технологічних каналів і каналів відбивача. Верхні блоки виконані для кожного стояка окремо, нижні спираються на три стояки. Плити і блоки настилу

уявляють собою коробчасті металоконструкції, заповнені залізобарійсерпентинітовим цементним каменем. У просторі між верхніми і нижніми блоками плит настилу проходять кабелі сервоприводів СУЗ, датчиків контролю енерговиділення і термопар. Через зазори в плитах з центрального залу просмоктується повітря, що проходить через приміщення верхніх комунікацій реактора і потім у вентиляційний короб. Він охолоджує плитковий настил і усуває можливість попадання радіоактивних викидів в центральний зал.

Внутрішні металоконструкції реактора і графіт працюють в умовах високих температур і нейтронного опромінювання: максимальна розрахункова температура графіту досягає 750 °С, температура металоконструкцій 350-450 °С. Тепло від кладки відводиться до технологічних каналів СУЗ, теплопередача забезпечується гелієво-азотною сумішшю. Для забезпечення твердого контакту між графітом і трубами технологічного каналу на труби одягають графітні розрізні втулки заввишки 20 мм, що розміщуються впритул одна до одної так, щоб кожне чергове кільце мало щільний контакт одне з одним і з трубою технологічного каналу або з графітним блоком (рис. 9.4). Зазори визначалися з урахуванням усадки графіту в процесі роботи реактора і неприпустимості заклинювання каналу.

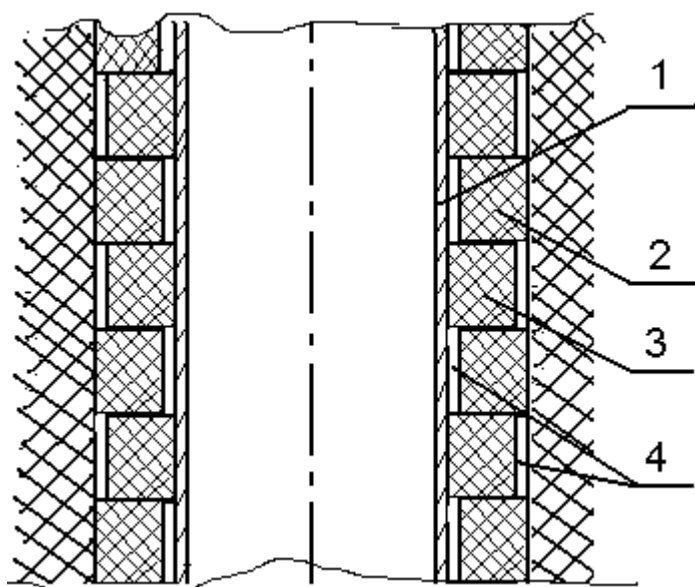


Рис. 9.4 - Установка технологічного каналу в активну зону:

- 1 - труба каналу;
- 2, 3 - графітні розрізні кільця;
- 4 - газовий зазор.

Технологічний канал реактора (рис. 9.5 є зварною трубою,

середня частина якої виготовлена з труби $\varnothing 88 \cdot 4$ мм зі сплаву цирконію з 2,5 % ніобію, а верхня і нижня частини - з корозійно стійкої сталі (08X18H10T).

З'єднання середньої і кінцевих частин здійснюється спеціальним перехідником сталь-цирконій. Корпус каналу розташовується в спеціальних трубах-трактах, вварених у верхню і нижню металоконструкції. Верхня частина каналу кріпиться до верхньої труби-тракту за допомогою «вусового» шву. Нижня частина каналу з'єднується з трубою-трактом за допомогою спеціального пристрою, що компенсує різницю термічних розширень технологічного каналу і металоконструкцій реактора.

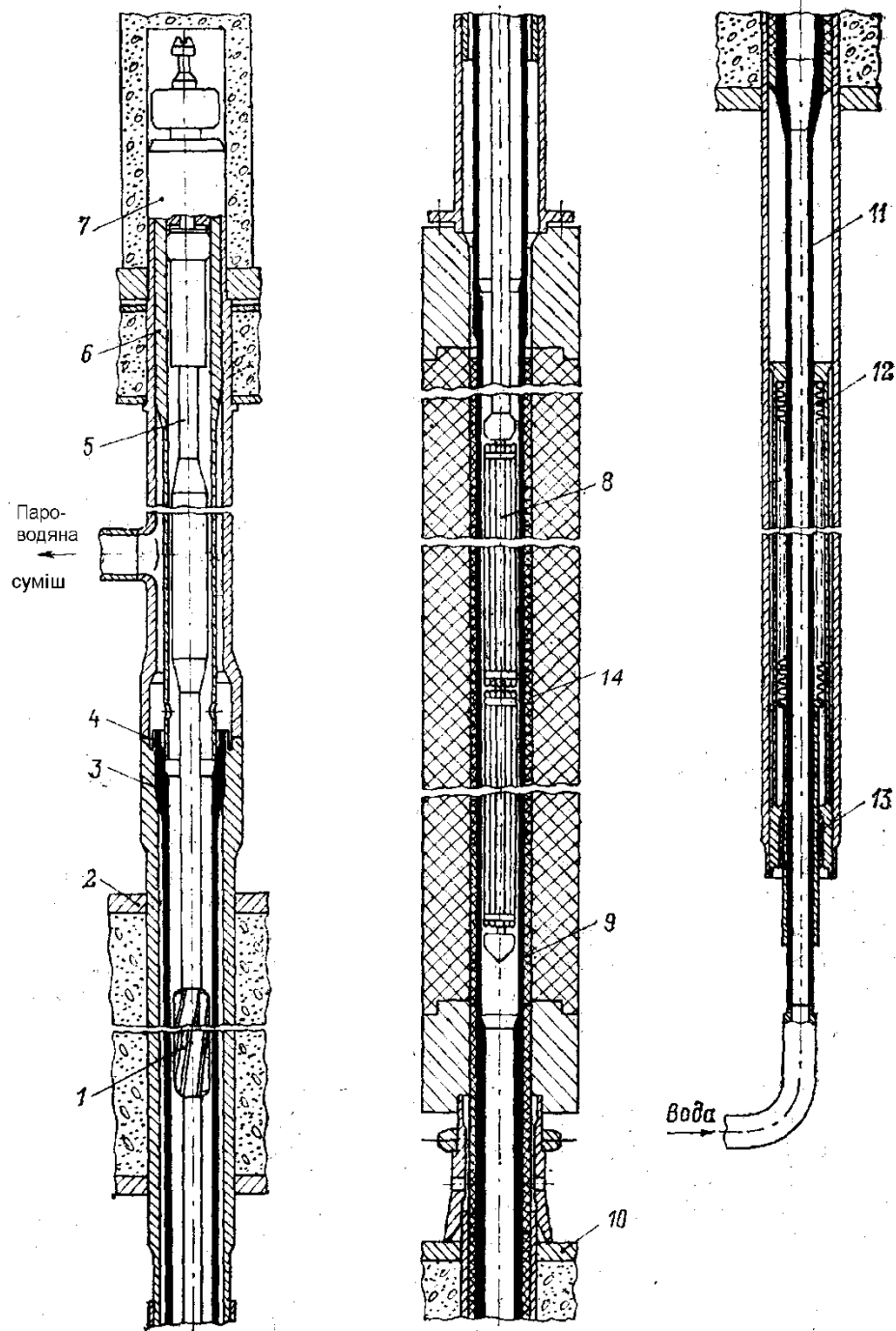
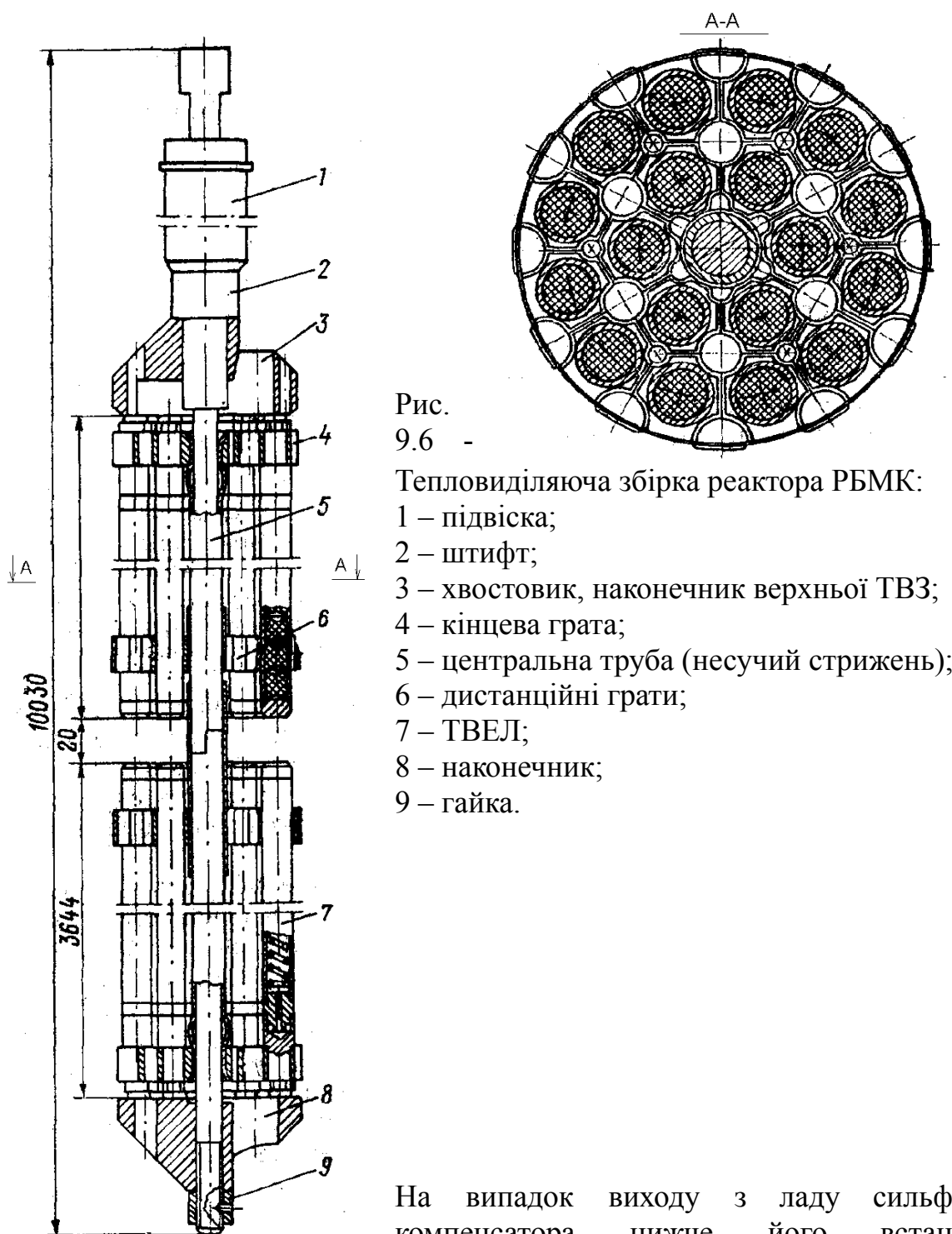


Рис. 9.5 - Технологічний канал реактора РБМК:

- | | |
|--------------------------------|----------------------------------|
| 1 – сталеві шнекова пробка; | 8 – ТВЗ; |
| 2 - верхня металоко́нструкція; | 9 – цирконієва труба; |
| 3 - труба-тракт; | 10 – нижня металоко́нструкція; |
| 4 – «вусовий» шов; | 11 – нижня частина труби-тракту; |
| 5 - підвіска ТВЗ; | 12 – сальфонний компенсатор; |
| 6 - обойма; | 13 – сальникове ущільнення. |
| 7 - запірні пробка; | 14 - графітні кільця. |



На випадок виходу з ладу сильфонного компенсатора нижче його встановлено спеціальне сальникове ущільнення. В технологічний канал вставляється підвіска з ТВЕЛами (касета). На верхньому кінці підвіски є запірня пробка, встановлена в спеціальній обоймі, яка ущільнює канал прокладкою. Між касетою і запірною пробкою встановлена сталеві шнекова пробка, що є біологічним захистом.

Тепловиділяюча збірка реактора (рис. 9.6) складається з двох однакових частин, сполучених одна з одною. Кожна ТВЗ складається з 18 ТВЕЛів стрижневого типу, каркаса і кріпильних деталей. ТВЗ взаємозамінні. Каркас - це центральна труба діаметром 12,25 мм з цирконієвого сплаву, на якій встановлені одна кінцева і 10 дистанційних грат. Кінцева грата кріпиться до

центральної труби вальцюванням і служить для закріплення ТВЕЛів обтисковими втулками.

Десять грат, що дистанціонують, кріпляться на центральній трубі шляхом вдавлювання виступаючого кінця центрального осередку в пази на трубі, що дозволяє їм зміщуватися на 3,5 мм при тепловому розширенні ТВЕЛів в осьовому напрямі.

Кінцеві грати, що дистанціонують, кріпляться на шпонці для збільшення жорсткості проти скручування пучка. Дистанційні грати є стільниковою конструкцією і складається з центральної, шести проміжних і 12 периферійних осередків і ободу, сполучених між собою точковою контактною зваркою. На ободі передбачаються дистанціюючі виступи.

Кінець центральної труби каркаса має прямокутний зріз на половину діаметру, виступ однієї ТВЗ входить в зріз іншої. Зазор між ТВЗ складає 20 мм. ТВЕЛи жорстко закріплені в кінцевих гратах ТВЗ на верхній і нижній межі активної зони і при роботі в результаті термічного розширення вибирають зазор в центрі активної зони. ТВЕЛ складається з оболонки з цирконієвого сплаву $\varnothing 13,5 \times 0,9$ мм, в якій знаходяться таблетки з двоокису урану збагаченням 2,4 %, нижньої заглушки, циліндрової пружини, втулки з отвором і наконечника. Збагачення після аварії було підвищено з 1,8 % до 2,4 % для зниження позитивного парового коефіцієнта реактивності.

Герметизація ТВЕЛа виконується електронно-променевою і аргонодуговою зваркою. Внутрішня порожнина заповнена сумішшю аргону і гелію. Всі деталі ТВЗ, окрім штанги і дистанційних грат, виконані з цирконієвого сплаву. Штанга, що сполучає збірку з підвіскою, і дистанційні грати виконані з неіржавіючої сталі ОХ18Н10Т.

Канали СУЗ, іонізаційних камер (КД) і канали з датчиками контролю енерговиділення (ДКЕ) однакові по конструкції. Канали СУЗ (рис. 9.7) мають головки для кріплення виконавчих механізмів і підведення охолоджуючої води. В каналах КД і ДКЕ до головки кріпиться герметична гільза. В нижній частині каналів СУЗ, КД і ДКЕ встановлюється дросель для створення опору потоку охолоджуючої води і забезпечення надійного заповнення каналу. В цих каналах внизу замість сильфонних встановлені лінзові компенсатори. Верхня і нижня частини каналів виконані з неіржавіючої сталі, середня - з цирконій-ніобієвого сплаву.

Канал охолодження відбивача виконаний у вигляді трубки Фільда з неіржавіючої сталі.

У реакторі РБМК-1500 збільшення потужності каналу в 1,5 рази досягнуте при тій же конструкції реактора і ТВЗ введенням у верхню частину ТВЗ спеціальних завихрувачів-інтенсифікаторів теплообміну, що підвищують значення критичного теплового навантаження.

Деякі характеристики технологічних каналів реакторів РБМК-1000 і РБМК-1500 наводяться в табл. 9.1.

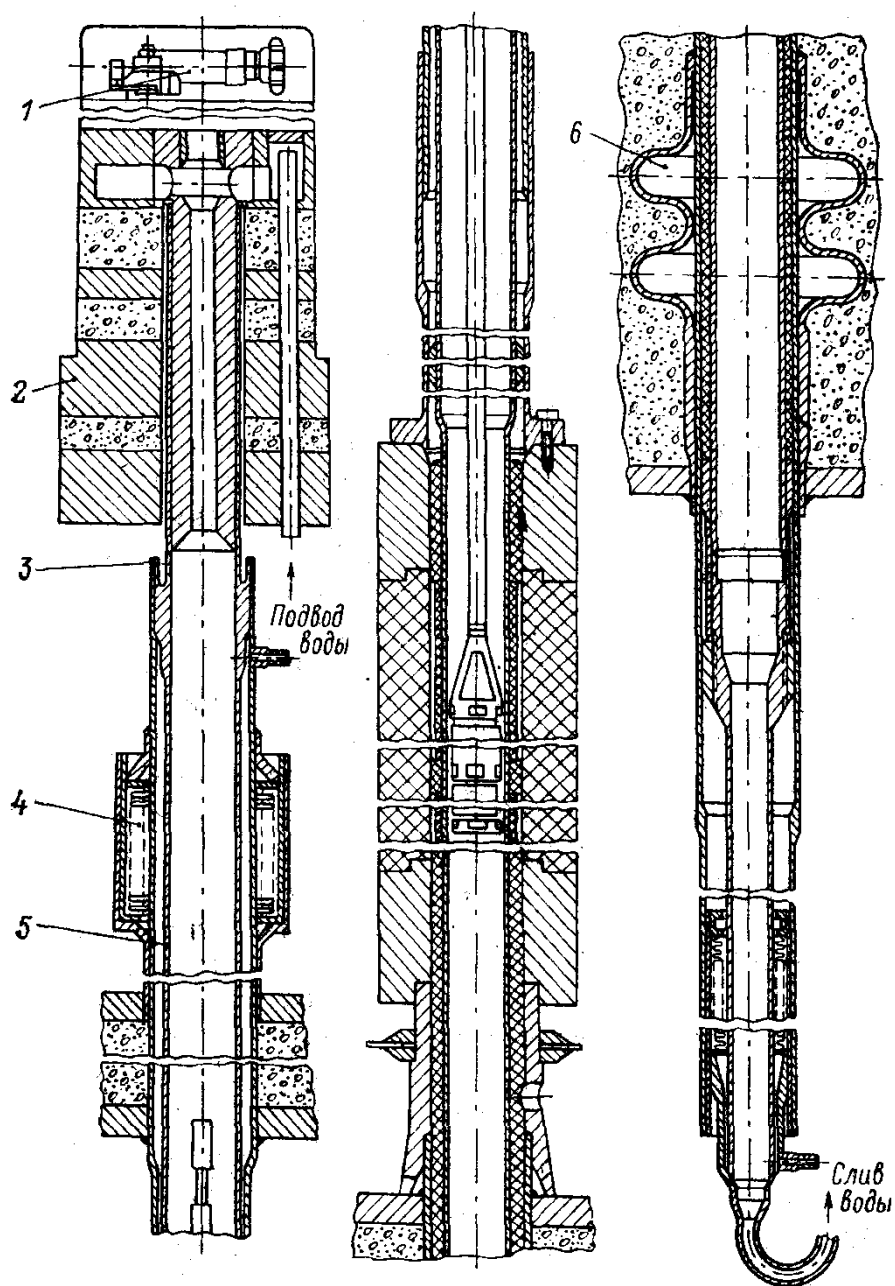


Рис. 9.7 - Канал СУЗ:

1 – виконавчий механізм СУЗ; 2 – головка для закріплення виконавчого механізму; 3 – упорний борт і «вусова» зварка; 4 – сильфони; 5 – канал СУЗ; 6 – лінзові компенсатори.

Технологічні канали розташовані в 1693 осередках. В початковому стані реактора в частині технологічних каналів встановлені додаткові поглиначі (ДП). Звичайно це 1440-1450 касет і 230-240 ДП. Канали СУЗ розташовуються так само, як і технологічні, в центральних отворах графітних колон. Квадратні грати розміщення СУЗ мають крок 700 мм і повернуті щодо грати технологічних каналів на 45°.

Уявлення про структуру активної зони дає рис. 9.8. Стрижні СУЗ функціонально розділені на 4 групи:

- стрижні радіального регулювання РР (89 шт.);
- стрижні автоматичного регулюв. середнього рівня потужності АР (12 шт.);

- стрижні аварійного захисту АЗ (21 шт.);
- стрижні регулювання поля енерговиділення по висоті УСП, тобто укорочені стрижні, в кількості 21 шт.

Канал СУЗ має зовнішній діаметр 88 мм, внутрішній 82 мм, виконаний з цирконієвого сплаву, поглинаючий матеріал - карбід бору густиною 1,65 г/см³. Зовні на канал також надіті графітні кільця. Поглинаючі стрижні (рис.9.8) набираються з однотипних ланок, шарнірно сполучених одна з одною. Ланка має втулкову конструкцію.

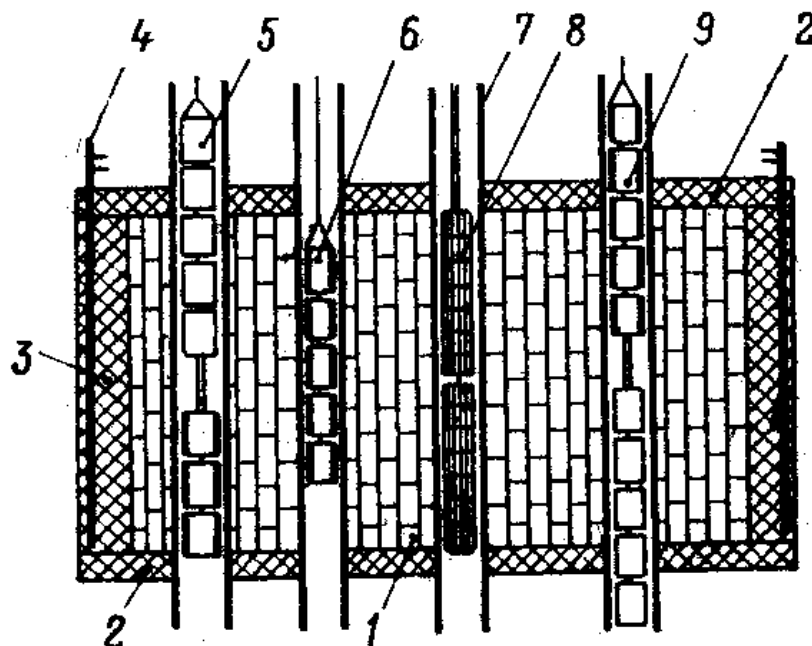


Рис. 9.8 - Структура активної зони реактора РБМК:

- | | |
|---|--|
| 1 - графітна кладка; | 6 - стрижень автоматичного регулятора (АР); |
| 2 - торцевий відбивач; | 7 - технологічний канал; |
| 3 - бічний відбивач; | 8 - тепловиділяюча касета; |
| 4 - канал охолодження відбивача; | 9 - стрижень ручного регулювання (РР) і аварійного захисту (АЗ). |
| 5 - укорочений стрижень-поглинач (УСП); | |

Втулки з карбиду бору $\varnothing 65 \times 7,5$ мм і завдовжки 984 мм укладені в герметичну кільцеву порожнину, утворену зовнішньою $\varnothing 70 \times 2$ мм і внутрішньою трубою $\varnothing 50 \times 2$ мм, які виготовлені з алюмінієвого сплаву. Стрижні РР, АР і АЗ зібрані з 5-ти ланок поглинача і мають загальну довжину 5120 мм, УСП - з 3-х ланок загальною довжиною 3050 мм.

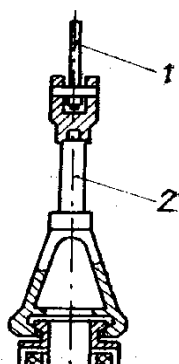


Рис. 9.9 - Стрижень-поглинач:

- 1 - трос;
- 2 - штанга;
- 3 - ланка поглинача;
- 4 - телескопічна тяга;
- 5 - ланка витискувача.

У всіх стрижнів, за виключенням АР, є витискувачі, що складаються з п'яти ланок, пов'язаних одна з одною, загальною довжиною 5000 мм. Кожна ланка витискувача є трубою Ø74x2,5 мм з алюмінієвого сплаву з герметичними торцевими заглушками. Одна ланка порожниста, інші заповнені втулками і циліндрами з графіту. При виведенні поглинаючого стрижня з активної зони в цю частину вводиться витискувач; за рахунок витіснення води, що є сильним поглиначем нейтронів, поліпшується нейтронний баланс. Стрижень АР не має витискувача.

Для охолодження каналів СУЗ і відбивача використовується автономний водяний контур з насосно-теплообмінною установкою. Вода рухається в каналах зверху вниз і омиває зовнішню і внутрішню поверхні поглинаючих стрижнів, нагріваючись від 40 до 60 °С. Стрижні УСП виводяться вниз, всі інші - вгору. Через внутрішні порожнини стрижнів проходить 1/3 загальної витрати води через канал. Температура графіту контролюється спеціальними трьохзонними термopарами, що встановлюються в каналах Ø45 мм на стиках графітних блоків, в кількості 20 шт.

Система забезпечення безпеки реактора складається з двох підсистем:

- захисні системи безпеки;
- локалізуючі системи безпеки.

До захисних систем безпеки відносяться:

- система аварійного охолодження реактора (САОР), що забезпечує відведення залишкового тепловиділення при порушеннях в контурі багатократної примусової циркуляції (КБПЦ);
- система захисту від перевищення тиску в контурі теплоносія;
- система захисту реакторного простору для підтримки в ньому тиску при аварійній ситуації з розривом одного технологічного каналу. Принцип дії захисту полягає у відведенні парогазової суміші при одночасному гасінні ланцюгової реакції засобами аварійного захисту (АЗ).

Локалізуючі системи безпеки зводяться до системи міцно-щільних боксів, що витримують підвищений тиск в приміщеннях трубопроводів 1-го контуру і іншого устаткування (0,08-0,45 МПа), і системи відсічної і ущільнюючої арматури, що відсікає герметичні приміщення від негерметичних.

Система управління і захисту забезпечує:

- автоматичну підтримку заданого рівня потужності;
- швидке зниження потужності стрижнями АР і РР;
- аварійне припинення ланцюгової реакції стрижнями АЗ, які забезпечують повне автоматичне відключення блоку при: виході показників рівнів потужності, тиску або води в сепараторі за припустимі межі; загальному знеструмленні; відключенні відразу двох стрижнів РР. Знаходячись в крайньому верхньому положенні, стрижні АР, АЗ і РР відстоять від верхньої межі активної зони на 200 мм. Швидкість введення стрижнів турбогенераторів або двох ГЦН; падінні витрати живильної води більш ніж в два рази; розриві напірного колектору ГЦН діаметром 900 мм. Крім того, СУЗ забезпечує компенсацію зміни реактивності при розігріванні і виході на потужність і регулювання

енерговиділення в активній зоні. Обов'язковою умовою безпечної роботи реактора є знаходження в активній зоні не менше 30 повністю занурених в зону складає 0,4 м/с. Таким чином, тільки через 2 с після натиснення кнопки АЗ починається вплив стрижнів СУЗ на ядерну реакцію. Укорочені стрижні-поглиначі вводяться в активну зону знизу, і при виводі з активної зони вони не беруть участь в погашенні ядерної реакції.

Недоліком реактора РБМК є позитивний паровий коефіцієнт реактивності, що становить в робочій точці $2 \cdot 10^{-4}$ на відсоток об'ємного паровмісту, тобто реактор не має властивості саморегулювання. Внесок води в уповільнення нейтронів незначний, в основному вона є поглиначем. Основним сповільнювачем є графіт.

Література

1. Верхівкер Г.П., Кравченко В.П. Основи розрахунку та конструювання ядерних енергетичних реакторів. – Одеса: ТЕС, 2009.
2. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы. – К.: КПИ, 1997. С. 137-160.

Контрольні питання до лекції 9

1. Які переваги і недоліки графіту, як сповільнювача нейтронів?
2. Приведіть особливості і конструкцію реакторів I і II блоків Білоярської АЕС, які у них відмінності конструкції?
3. Назвіть недоліки конструкції графітового реактора з каналами, що перевантажуються.
4. Чим пояснюється підвищення потужності реакторів РБМК в $5 \div 10$ разів в порівнянні з реакторами БАЕС?
5. Які конструктивні причини аварії на IV блоці Чорнобильської АЕС?
6. Чому ТВЗ РБМК складається з двох частин?
7. Чому на технологічний канал напроти активної зони надіваються графітові кільця?
8. Яким чином контролюється цілісність технологічного каналу?
9. Яким чином контролюється цілісність оболонки твелів у ТВЗ?
10. Яким газом охолоджується графітова кладка в реакторах РБМК?

Лекція 10.

Газографітові реактори. Магноксові реактори. Удосконалені газографітові реактори AGR

Мета лекції: Ознайомлення з особливостями та конструкцією газографітових реакторів

План лекційного заняття	1. Особливості 2. Конструкція магноксових реакторів. 3. Конструкція удосконалених ГГР
-------------------------	---

Розвиток реакторів з графітовим сповільнювачем і газовим теплоносієм пройшов три етапи. На першому етапі розвивалися низькотемпературні реактори, що використовують у якості теплоносія вуглекислий газ. Перший реактор такого типу був введений у експлуатацію у 1956 р. на англійській станції Колдер-Холл. У зв'язку з тим, що газ практично не поглинає нейтрони, реактор може працювати на природному урані з достатньо високим коефіцієнтом відтворення (0,8-0,9). Основним конструкційним матеріалом в реакторі є графіт і сплав на основі магнію, магнокс, слабо поглинаючий нейтрони (наприклад, склад магноксу "С": 0,05 % Be, 1 % Al, інше магній). Як паливо використовується металевий уран. Недолік магноксу - низька температура плавлення (640 °С) і те, що при температурі понад 450 °С різко погіршуються його механічні властивості. Тому температура вуглекислого газу на виході з реактора приймається на рівні 400 °С. У першому реакторі вона була прийнята рівною 340 °С. Активна зона реактора утворена графітними колонами з отвором в центрі, в який вставляються ТВЕЛі. ТВЕЛ є циліндром з діаметром біля 30 мм з поздовжнім оребрением, яке служить як для підвищення поверхні тепловіддачі, так і для фіксації ТВЕЛа в каналі. Між графітною цеглою є канали для СУЗ. Графітні колони встановлюються на опорній плиті і оточуються металевим кожухом. На АЕС Колдер-Холл температура CO₂ на вході ~180 °С, тиск газу 0,78 МПа, на виході 345 °С. ККД станції складало всього 19 %, електрична потужність 42 МВт. Всього в світі побудовано 36 реакторів такого типу, з яких тільки в Англії 26 шт. сумарною електричною потужністю 6000 МВт. Не дивлячись на низький ККД і високу вартість, будівництво таких реакторів в Англії виправдовувалося напрацюванням плутонію, що використався у ядерній зброї. Проте подальші типи реакторів були більш економічними (ККД 31,5 %) і значно більш потужними (електрична потужність реактора станції Уїлфа складає 590 МВт). Підвищення економічності і потужності було досягнуте підвищенням температури вуглекислоти до 414 °С, тиску газу до 2,75 МПа і збільшенням габаритів. Так, наприклад, реактор АЕС Уїлфа має діаметр активної зони 17,4 м, висоту 9,14 м, 6150 робочих каналів, маса графіту складає 3740 т. Для реактора АЕС Колдер-Холл відповідні значення складають 9,45 м; 6,4 м; 1696 робочих каналів і 650 т графіту. У зв'язку з великими розмірами металевий корпус замінений корпусом із заздалегідь напруженого залізобетону (ЗНЗБ), корпус сферичний, застосована інтегральна

компоновка (парогенератор розташований усередині корпусу реактора). Найсерйознішою проблемою, пов'язаною з експлуатацією реакторів з магноксовими ТВЕЛами, була проблема корозії окремих деталей корпусу, виконаних з низьковуглецевої сталі з малим вмістом кремнію. Проблема виникла на початку 70-х років і торкалася елементів, що знаходяться під напругою, в основному болтів і гайок. Проблема була розв'язана шляхом зниження температури CO_2 на виході з реактора до 370-380 °С, що природно спричинило за собою зниження на 20-25 % електричної потужності блоку. В подальшому ця проблема була вирішена і потужність була піднята.

Вдосконалені газові реактори (AGR - ВГР)

Ці реактори з'явилися другим етапом розвитку газових реакторів з графітовим сповільнювачем. Необхідність розвитку таких реакторів пояснювалася в першу чергу різким скороченням потреби в збройовому плутонії у зв'язку з його накопиченням. Тому проблеми економіки вийшли на перший план. В той же час значний заділ для газових реакторів і орієнтація промисловості перешкоджали переходу на значно більш дешевий тип реакторів, якими є водо-водяні реактори. В результаті цього були створені вдосконалені газові реактори (ВГР) чи AGR – Advanced Gas-Cooled Reactor, що мають в порівнянні з низькотемпературними реакторами наступні особливості.

1. У реакторі застосовують стрижневі ТВЕЛі діаметром 14-16 мм в оболонках з нержавіючої сталі, які зібрані в касети по 36 шт. у кожній. Використовувався оксид урану зі збагаченням до 2,5 %, що в 5 разів збільшило розрахункове вигорання (до 18000 МВт·доба/т урану проти 3500 МВт·доба/т в низькотемпературних реакторах).

2. Тиск вуглекислоти був піднятий до 4,2 МПа і температура на виході - до 650-675 °С. Це дозволило застосувати сучасні турбоустановки з промперегрівом пари, працюючі при початкових параметрах пари 17 МПа і 540 °С. У результаті цього ККД станції підвищився до 42 %.

3. Корпус реактора виготовлений з ЗНЗБ. Усередині корпусу розташовані активна зона, парогенератори, захист і газодувки. Циркуляція теплоносія організована так, щоб холодний газ омивав спочатку стінки бетонної порожнини, проходив в зазорах між графітними блоками і лише потім поступав під активну зону. В результаті температура графітного сповільнювача підтримується на рівні, при якому радіаційне розпухання графіту і запасена енергія в ньому будуть мінімальні.

4. Перевантаження палива проводиться на працюючому реакторі.

Загальний вид реактора ВГР АЕС "Данджнесс-Б" приводиться на рис. 10.1.

Графітова кладка реактора складається з циліндрових і прямокутних блоків (рис. 10.2). В круглих вертикальних отворах циліндрових блоків розміщуються ТВЗ, а в отворах прямокутних блоків - СУЗ і датчики внутрішньо-реакторних вимірювань. ТВЗ є пучком стрижнів з 36 ТВЕЛів, зібраних в захисному циліндровому графітному кожусі.

Довжина кожної ТВЗ близько 1 м. В кожний паливний канал діаметром 250 мм послідовно завантажуються 8 ТВЗ, число паралельних каналів для

ТВЗ 412 шт., крок між ними 400 мм. Діаметр паливного сердечника з діоксиду урану 14,5 мм, товщина оболонки з нержавіючої сталі 0,4 мм. Температура вуглекислого газу на вході в реактор 300, на виході 675 °С. Газографітні реактори будувалися в Англії і Франції до середини 80-х років, потім вони поступилися місцем водо-водяним реактором, більш дешевим і компактним.

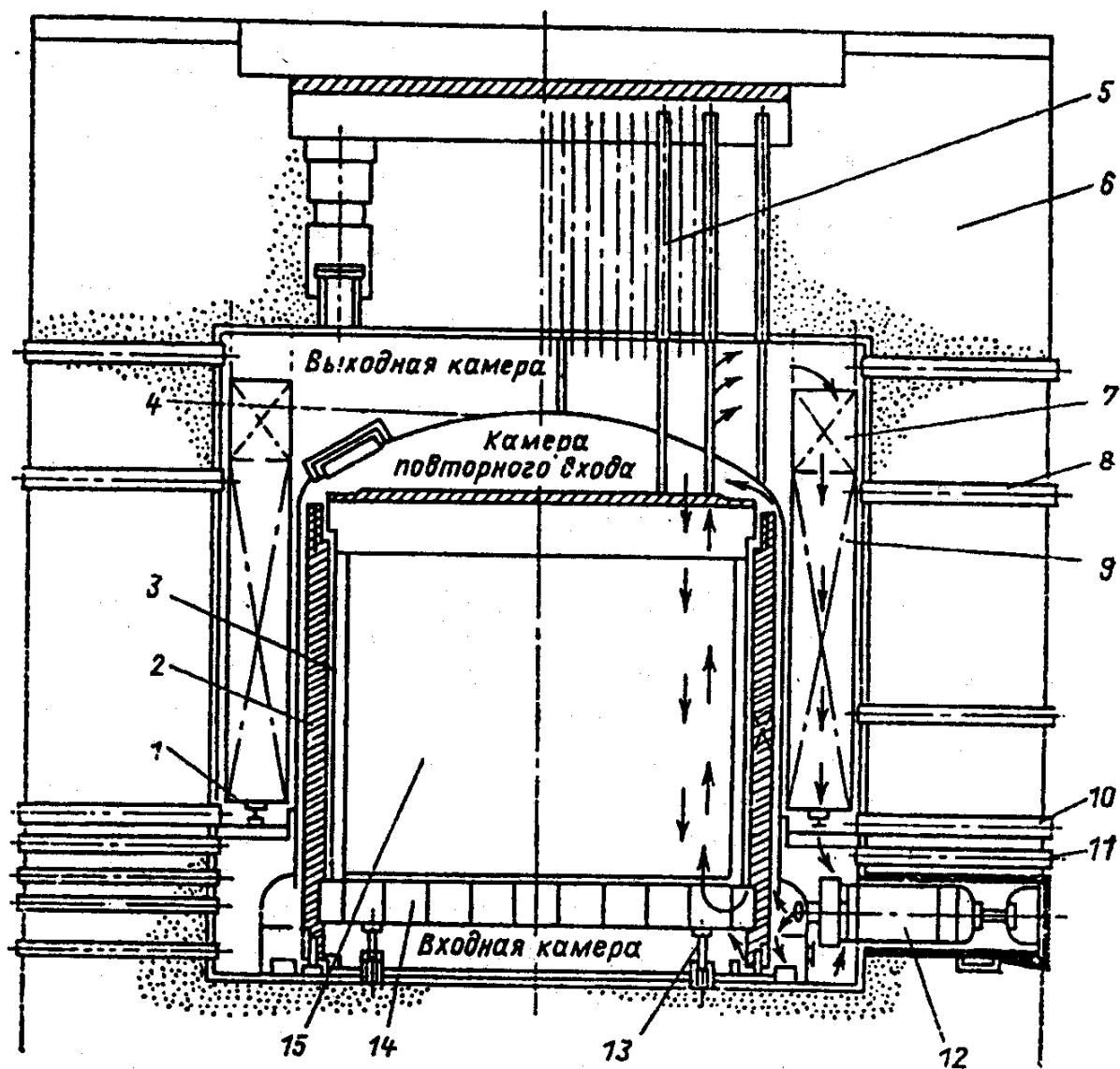


Рис. 10.1 - Реакторна установка АЕС "Данджнесс-Б":

- | | |
|--------------------------------|--|
| 1 - опора парогенератора; | 8 - вихід пари; |
| 2 - захист парогенератора; | 9 - парогенератор; |
| 3 - бак активної зони; | 10 - вхід живильної води; |
| 4 - кожух; | 11 - аварійне охолодження ПГ; |
| 5 - канали для перевантаження; | 12 - газодувка; |
| 6 - корпус з ЗНЗБ; | 13 - опора; |
| 7 - пароперегрівач; | 14 - опорна конструкція активної зони; |
| 15 - активна зона. | |

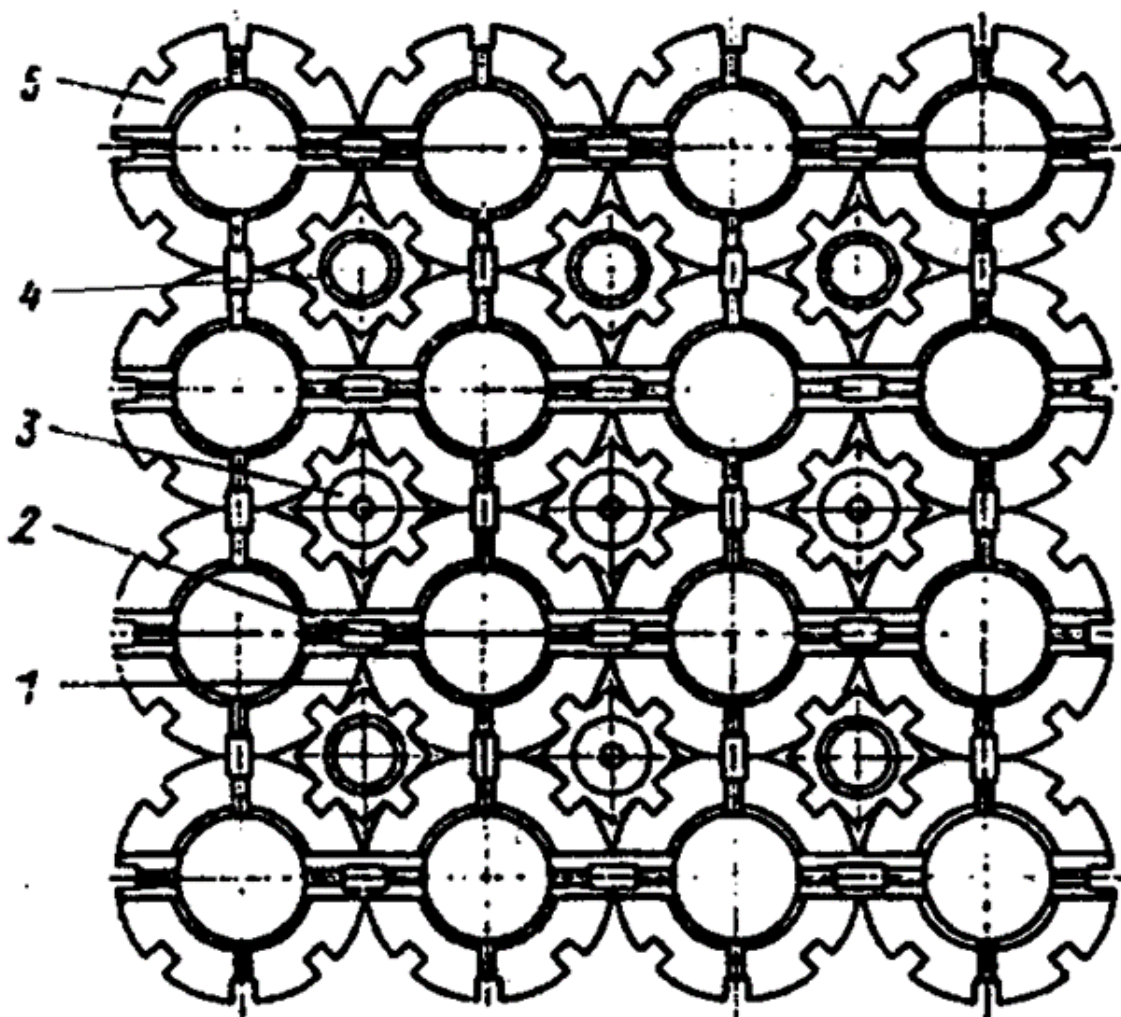


Рис. 10.2 - Графітна кладка реакторів ВГР:

- 1 - газовий канал;
- 2 - графітна шпонка;
- 3 - блок для розташування внутрішньозонних детекторів;
- 4 - блок СУЗ;
- 5 - блок для ТВЗ.

Література

1. Верхівкер Г.П., Кравченко В.П. Основи розрахунку та конструювання ядерних енергетичних реакторів. – Одеса: ТЕС, 2009.
2. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы. – К.: КПИ, 1997. С. 161-167.

Контрольні питання до лекції 10

1. Зробіть класифікацію газографітових реакторів, в тому числі по компоновці та конструкції.
2. Як здійснюється регулювання цих реакторів?

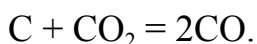
3. Чи використовується рідкісне регулювання?
4. Яке питоме енерговиділення має місце в ГГР?
5. Орган регулювання вводиться в канал з ТВЗ?
6. Який газ використовується у якості теплоносія?
7. Які параметри газу мають місце в магноксових реакторах і AGR?
8. Чому в AGR підняли температуру газу?
9. Який рівень ККД був досягнутий на АЕС з AGR?
10. АЕС з реакторами типу AGR – це двоконтурні чи одноконтурні АЕС?

Лекція 11. Високотемпературні реактори.

Мета лекції: Ознайомлення з особливостями високотемпературних реакторів

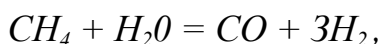
План лекційного заняття	1. Особливості та енерготехнологічне використання 2. Реактори з гексагональними ТВЗ. 3. Реактори з шаровими твелями
-------------------------	---

Інтерес до газових реакторів знову зріс при вживанні в них у якості теплоносія гелію. Одним з недоліків вуглекислого газу як теплоносія, є його реакція з графітом



Для зменшення інтенсивності цієї реакції у вуглекислий газ додається метан CH_4 , який проникає у пори графіту і створює захисну плівку. З підвищенням температури швидкість реакції зростає і тому у контакті з графітом CO_2 при температурах вище 680°C не застосовується. Підвищення ж температури скорочує поверхню парогенератора, зменшує витрати на власні потреби, дозволяє в перспективі перейти до прямого газотурбінного циклу і, нарешті, використати енергію, що виділяється в ядерному реакторі, не тільки для вироблення електроенергії, але і в хімічних і металургійних процесах. Реактори з підвищеною температурою газового теплоносія називаються високотемпературними газоохолоджуваними реакторами (ВТГР) і є третім етапом розвитку газових реакторів з графітовим сповільнювачем. У зв'язку з високою температурою теплоносія (1000°C і більше) в таких реакторах застосовується гелій і у активній зоні відсутній метал. Гелій - інертний газ, що не взаємодіє з графітом до вельми високих температур і не поглинає нейтрони. Оскільки основним конструкційним матеріалом в таких реакторах є графіт, що грає роль не тільки конструкційного матеріалу, але і матриці для диспергування в ній мікрочастинок ядерного палива і оболонки ТВЕЛа, реактор має хороший нейтронний баланс, і при використуванні в ньому торієвого циклу коефіцієнт відтворення може наближатися до одиниці.

Використання реактору ВТГР для металургії і в хімічній промисловості засновано на реакції пароводяної або парокисневої конверсії метану



вихід якої збільшується з підвищенням температури і зниженням тиску. Продукти реакції (синтез-газ) є відновниками залізної руди за реакціями:



Крім того, продукти реакції можуть використовуватися для отримання водню, а також для дальнього тепlopостачання. Схема такої АЕС виглядає

таким чином. Гелій нагрівається в реакторі до температури 900-1100 °С і поступає в конвертор природного газу, де охолоджується до 700-750 °С. У конвертор поступає також суміш метану і водяної пари. На каталізаторі проходить ендотермічна реакція конверсії метану, продукти реакції охолоджуються і прямують у відновну піч, куди поступає і залізна руда або прямують на установку отримання водню, або до теплового споживача, де здійснюється реакція метанізації з виділенням теплоти. Гелій після конвертора прямує на парогенератор, де генерує водяну пару, що йде в парову турбіну. Після парогенератора гелій компресором подається в реактор. З парової турбіни відбирається водяна пара, що поступає в конвертер природного газу. В більш дальній перспективі при підвищенні температури гелію понад 1100-1200 °С гелій може використовуватися для процесів газифікації або гідрогенізації твердих або рідких палив. Можливість використання ядерної енергії для високотемпературних процесів є могутнім стимулом для розвитку високотемпературних реакторів.

Перехід до прямого газотурбінного циклу різко знижує вартість устаткування, дозволяє підвищити ККД установки (при температурах перед турбіною 1000 °С і вище) і перейти до "сухих" градиєнтів, оскільки тепло в оточуюче середовище відводиться при високій температурі. Отже, зникає проблема охолодження АЕС і залежність місця розташування від наявності водних джерел.

У ВТГР застосовується принципово нова конструкція ТВЕЛа без металевих оболонок, так званий мікро ТВЕЛ. Основою мікро ТВЕЛа є паливне ядро, яке утворюється з карбідів або дікарбідів урану і торію або двоокисів цих елементів. Діаметр паливного ядра - 200-300 мікронів. Це ядро покривається двома шарами піролітичного вуглецю. Перший шар - буферний, має низьку густину і високу пористість, призначений для вбирання газоподібних продуктів ділення. Крім того, цей шар компенсує об'ємні зміни паливного сердечника, викликані опроміненням і розпуханням. Другий шар, значно більш щільний, є як би подушкою для наступного шару з карбиду силіцію (кремнію), що затримує ізотопи барію, стронцію і церію, які дифундують скрізь шари піровуглецю. Нарешті, четвертий-восьмий шари покриття (також з піровуглецю) грають роль сорочки, що захищає крихкий шар карбиду кремнію. Товщина кожного шару піровуглецю 100 мікронів, шару карбиду - 30 мікронів. Сферичні частинки, що були отримані, перемішуються з кам'яновугільною смолою, пресуються, висушуються і у вигляді таблеток або куль використовуються як ТВЕЛи в активній зоні. Покриття палива здійснюється висадженням на них речовини покриття з газової фази при термічному розкладанні відповідного газу. Для піровуглецю використовуються метан, ацетилен або пропилен, для карбиду кремнію - метилтрихлорсилан.

Зараз існують дві конструктивні концепції ВТГР: американська і німецька.

Значні успіхи в розвитку ВТГР (HTGR – High Temperature Gas-Cooled Reactor) досягнуті у США. В червні 1967 р. була введена в дію АЕС "Пітч-Боттом" з прототипним реактором ВТГР потужністю 40 МВт(е), а через 7 років в 1974 р. відбувся пуск АЕС "Форт-Сент-Врейн" з ВТГР потужністю 330 МВт(е). На номінальному рівні потужності реактор почав працювати в 1979 р.

Після успішного пуску і роботи цієї АЕС почалася розробка більш крупних комерційних АЕС, зокрема АЕС "Фултон" з двома блоками ВТГР по 1160 МВт(е). Реактор АЕС "Форт-Сент-Врейн" (рис. 11.1) має інтегральну компоновку 1-го контуру. Усередині шестигранного залізобетонного корпусу розміром під ключ 20,3 і заввишки 35 м розміщуються сам реактор, парогенератори і компресори. Внутрішня порожнина корпусу циліндрової форми має діаметр близько 9 і висоту 22,5 м. У верхній частині корпусу поміщений сам реактор, під ним в нижній частині - парогенератори і компресори. Бетонний корпус реактора армований сталевими обручами і заздалегідь напружений сталевими канатами. Через верхню кришку корпусу проходять канали, що використовуються для перевантаження палива і для розміщення приводів СУЗ. З внутрішньої сторони стінок корпусу встановлена охолоджувана водою оболонка з вуглецевої сталі, яка створює газощільну камеру і є первинною протиаварійною оболонкою. Вторинною протиаварійною оболонкою є сам корпус реактора.

Водяний захист і шари керамічної теплоізоляції, прикріплені до зовнішньої поверхні металевої оболонки, знижують температуру внутрішньої поверхні бетону до 70 °С.

Активна зона реактора набирається з шестигранних графітових блоків розміром під ключ 361 і заввишки 792 мм (рис.11.2). В кожному блоці є 102 подовжні крізні канали діаметром 21 мм і 210 заглушених каналів для ТВЕЛів Ø15,9 мм і вигоряючих поглиначів Ø12,7 мм. Активна зона реактора має циліндрову форму заввишки 4,75 м і діаметром 6 м і оточена графітним відбивачем завтовшки 1 м на верхньому торці і 1,2 м на нижньому торці і бічних поверхнях. ТВЕЛі, що завантажують в глухі канали є циліндровими стрижнями заввишки 5-6 см, виконаними пресуванням мікро ТВЕЛів в графітній матриці. Паливом є високозбагачений до 93 % UC_2 , відтворюючий матеріал - двоокис торію.

Вигораючі поглиначі є графітовими стрижнями, що містять до 5 % карбиду бору. Регулюється реактор регулюючими стрижнями (74 шт.), які переміщуються попарно від одного приводу. Перевантаження палива відбувається на зупиненому реакторі зі скиданням тиску і розхолоджуванням контуру.

Перевантаження виконується через вертикальні канали в кришці реактора. Кожний канал обслуговує групу паливних колон. Через ті ж канали для перевантаження проходять приводи СУЗ, які прибирають під час перевантаження. Графітові блоки відбивача і активної зони замінюються під час перевантаження, тільки блоки відбивача приблизно у два рази рідше, ніж паливні. Теплоносій після компресорів проходить між відбивачем і металевою оболонкою корпусу і поступає у верхню частину активної зони. Зона омивається низхідним потоком теплоносія. При цьому приводи СУЗ і перевантажувальні пристрої знаходяться в зоні холодного газу.

Німецька концепція ВТГР принципово відмінна від американської. Активна зона німецьких реакторів складається з кульових ТВЕЛів з диспергованими мікрочастинками в графітній матриці, яка оточена графітовою оболонкою. Діаметр кулі 6 см. Кулі поволі рухаються в активній зоні (корзині) зверху вниз і

омиваються низхідним рухом теплоносія. Діаметр графітної матриці з мікро ТВЕЛами 5 см, товщина оболонки з піролітичного графіту 0,5 см. Кульові ТВЕЛи завантажуються в активну зону зверху і вивантажуються знизу через трубу в кінчному днищі. Завантаження і вивантаження ТВЕЛів ведеться безперервно і, отже, не вимагається компенсації реактивності за рахунок надлишку палива над критичною масою. Існують дві системи проходження ТВЕЛами активної зони: однократне (ОПАЗ) і багатократне (БПАЗ). При вивантаженні ТВЕЛи поступають на систему сортування і ті, що вигоріли видаляються на переробку. ТВЕЛи повертаються в активну зону пневмотранспортом. Робочим середовищем пневмотранспорту є гелій. Регулювання реактора здійснює рухомими стрижнями, що занурюються в кульову засипку.

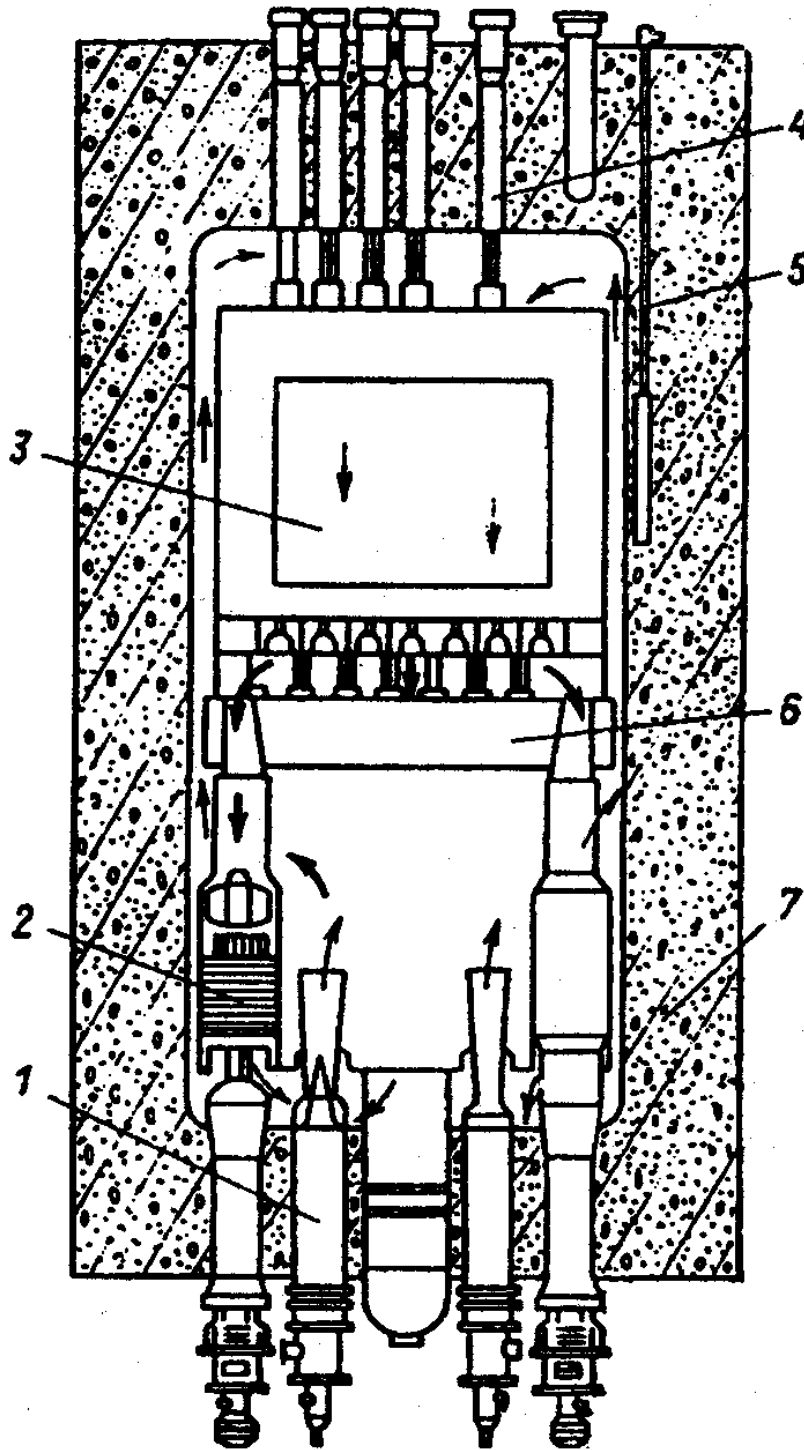


Рис. 11.1 - Реактор АЕС "Форт-Сент-Врейн":

- | | |
|--------------------------|-------------------------------------|
| 1 - компресор; | 5 - канал датчиків енерговиділення; |
| 2 - парогенератор; | 6 - опорна плита; |
| 3 - активна зона; | 7 - корпус. |
| 4 - канали приводів СУЗ; | |

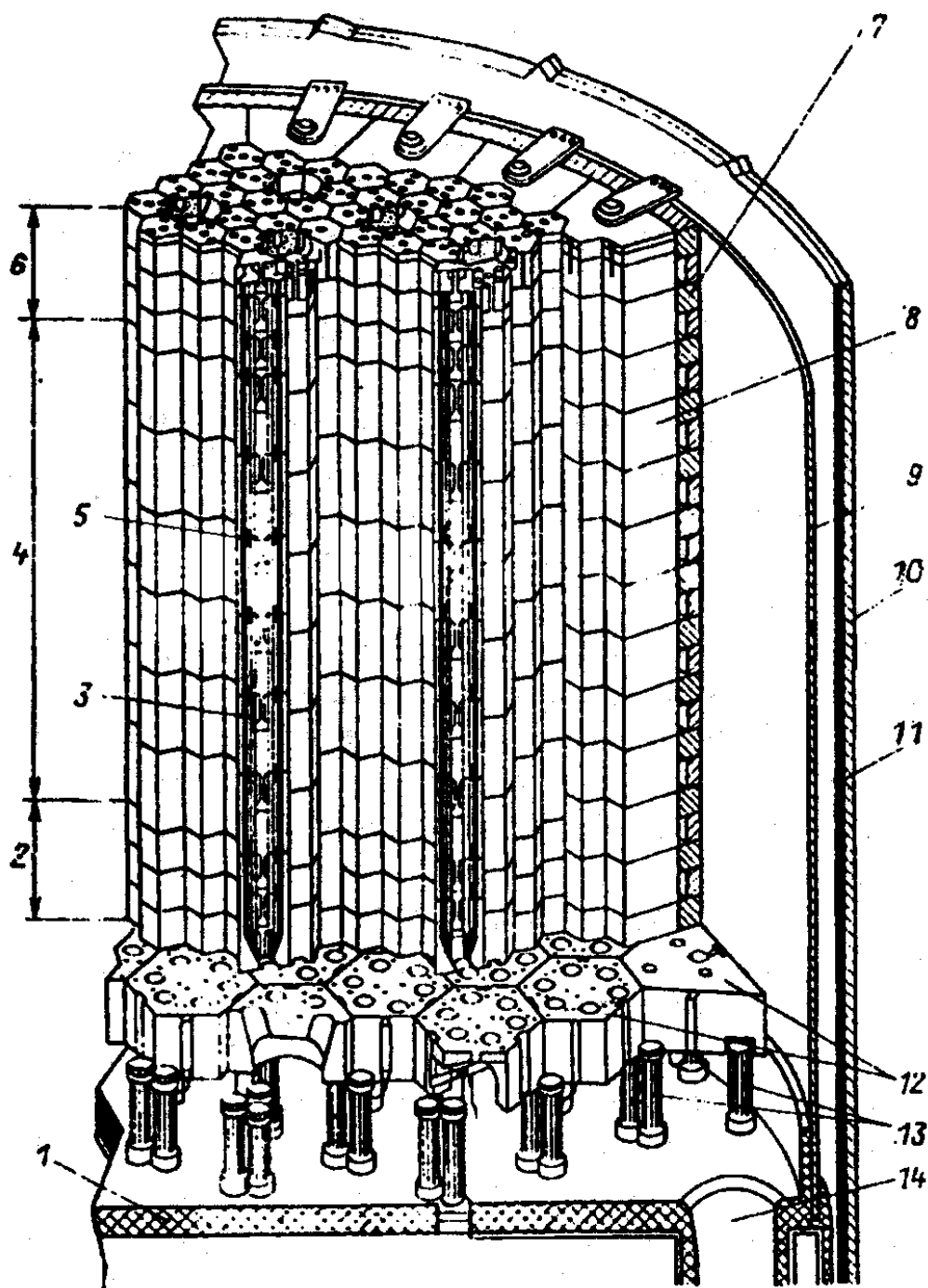


Рис. 11.2 - Активна зона реактора HTGR АЕС «Форт-Сент-Врейн»:

- | | |
|---------------------------------|------------------------------------|
| 1 – керамічний тепловий захист; | 8 – блок бічного відбивача; |
| 2 – нижній відбивач; | 9 – обичайка активної зони; |
| 3 – технологічний канал; | 10 – герметична оболонка; |
| 4 – активна зона; | 11 – тепловий захист; |
| 5 – ТВЗ; | 12 – блоки нижньої плити; |
| 6 – верхній відбивач; | 13 – опора; |
| 7 – шар блоків з бором; | 14 – вхідний канал парогенератора. |

Кожна конструктивна концепція має свої достоїнства і недоліки. До недоліків призматичних ТВЕЛів слід віднести нерівномірність вигорання палива в активній зоні і необхідність зупинки реактора на перевантаження. До недоліків кульових ТВЕЛів відносяться труднощі у вирівнюванні

енерговиділення по зоні, забезпеченні однакових умов вигорання палива в них, та і в незвичайній конструкції активної зони, основні елементи якої знаходяться в безперервному русі. Представляється, що кульова конструкція активної зони все ж таки більш зручна. Проектування вітчизняних ВТГР проводилися у 80-і роки також з кульовою концепцією активної зони.

Зіставлення систем ОПАЗ і БПАЗ приводить до таких висновків. В системі ОПАЗ швидкість циркуляції ТВЕЛів значно нижча, ніж при БПАЗ, необхідна глибина вигорання досягається за один прохід, але вона неоднакова для всіх ТВЕЛів через різні траєкторії їх руху в кульовій засипці і нерівномірності розподілу потоку нейтронів по її об'єму. Головна перевага ОПАЗ полягає в отриманні більш високої (на 150-200 °С) температури гелію на виході з реактора при однаковій температурі палива. Дійсно, максимальне тепловиділення і збагачення палива мають місце у верхній частині активної зони, куди поступає холодний гелій (подається газ завжди зверху вниз, щоб не створювався псевдокиплячий шар). В нижній же частині основна кількість палива вже вигоріла, нейтронний потік і тепловиділення там невеликі і відведення теплоти від поверхні ТВЕЛа може бути забезпечено при невеликому перепаді температур між поверхнею ТВЕЛа і гелієм, тобто температура гелію на виході з реактора наближається до температури ТВЕЛа. Перекіс по висоті нейтронного потоку підвищує ефективність органів СУЗ, що вводяться в активну зону зверху, і зменшує необхідну глибину їх занурення в кульову засипку.

Система БПАЗ забезпечує рівномірне і оптимальне вигорання палива, що економічно вигідно, але вимагає складної і розгалуженої системи циркуляції ТВЕЛів (рис. 11.3).

Першим варіантом реактора з кульовими ТВЕЛАми є прототипний реактор AVR потужністю 15 МВт(е), пущений у місті Юліх (Німеччина) у 1967 р. Успішна експлуатація цього реактора привела до проектування і споруди реактора потужністю 300 МВт(е), що успішно експлуатувався протягом останніх років. Цей реактор відомий як ТНТР (торієвий високотемпературний реактор). В активну зону цього реактора засипаються 675000 куль з ядерним паливом. Усередині кожного кульового ТВЕЛа діаметром 6 см і товщиною графітної оболонки 0,5 см дисперговано 33000 паливних частинок діаметром 400 мкм. Висота активної зони 6 м, діаметр 5,6 м. Кульові ТВЕЛи поволі циркулюють за системою БПАЗ через активну зону, виходять через випускний канал в кінці дніщі активної зони і, проходячи систему сортування, знову повертаються в зону. Регулювання реактора здійснюється поглинаючими стрижнями, що переміщаються в каналах в графітному відбивачі; зупинка реактора забезпечується введенням поглинаючих стрижнів безпосередньо в активну зону, а також введенням в активну зону трифториду бору. Зіставлення і основні характеристики реакторів ВТГР наведено у табл. 3.3.

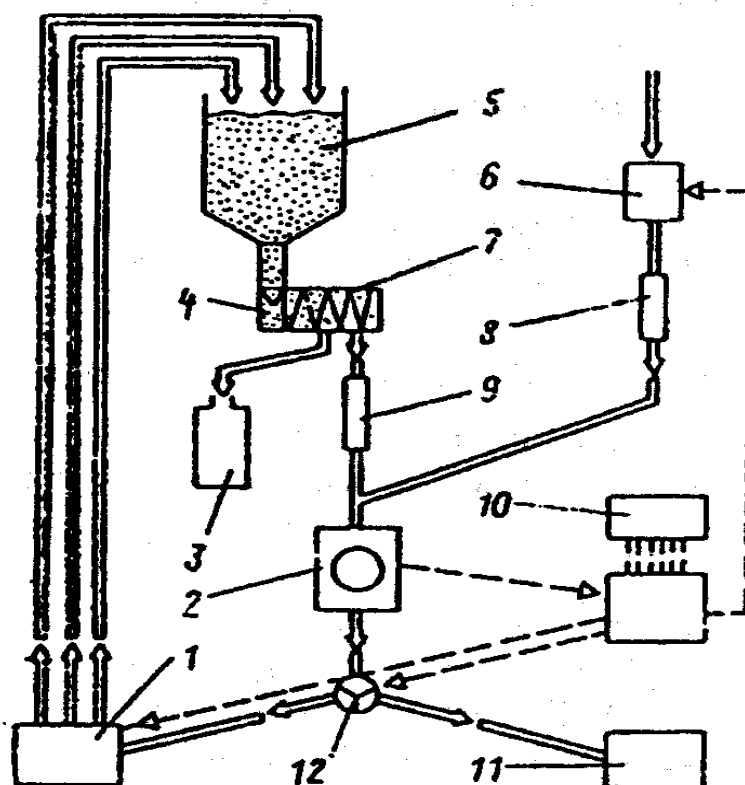


Рис. 11.3 - Схема циркуляції ТВЕЛів в реакторі із засипною активною зоною:

- | | |
|---------------------------------|-------------------------------|
| 1 – під'ємник ТВЕЛів; | 7 - шнек; |
| 2 - вимірювач вигорання; | 8, 9 - проміжні штреки; |
| 3 - ємність пошкоджених ТВЕЛів; | 10 - обчислювальний пристрій; |
| 4 – накопичувач; | 11 - вихід куль; |
| 5 - активна зона; | 12 – розподільник. |
| 6 - бункер свіжого палива; | |

Таблиця 11.1 - Основні характеристики ВТГР

Характеристика	«Пітч-Боттом»	«Форт-Сент-Врейн»	«Фултон»	AVR	ТНТР
Теплова потужність, МВт	115	842	3000	46	750
Електрична потужність, МВт	40	330	1160	15	300
ККД АЕС (нетто), %	34,6	39,4	39	29	40
Темпер. гелію на вході, °С	377	405	320	270	270
Те ж на виході, °С	750	784	750	950	750
Тиск теплоносія, МПа	2,5	4,9	4,9	1,0	4,0
Енергонапруженість активної зони, МВт/м ³	8,3	6,3	8,4	2,2	6,0
Висота активної зони, м	2,28	4,75	6,34	3	5,6
Діаметр активної зони, м	2,79	5,94	8,47	3	5,1
Тип ТВЕЛа	Кільцевий	Призматичний	Кульовий		

Макс. температура палива, °C	1330	1260	1350	1250	1250
Параметри пари: - t, °C	538	538	540	505	530
- тиск, МПа	10,2	16,9	16,9	7,3	18
Глибина вигорання, МВт·доба/кг	73	100	98	-	127

Як вже вказувалось, корпуси сучасних ВТГР виконуються з ЗНЗБ. Основні достоїнства таких корпусів:

- можливість виготовлення корпусу будь-якого розміру і форми з параметрами теплоносія, характерними для сучасних і перспективних установок;
- висока безпека і неможливість раптового крихкого руйнування корпусу;
- сприятлива радіаційна обстановка за корпусом, оскільки товщина корпусу за умов міцності в 1,5-2 рази більша, ніж необхідно для радіаційного захисту;
- можливість розміщення в корпусі всього устаткування 1-го контуру;
- можливість будівництва корпусу на місці з місцевих будматеріалів за звичайною будівельною і монтажною технологією.

Можливі схеми корпусів з ЗНЗБ наведені на рис. 3.17. Опір внутрішньому тиску в корпусі створюється системою тросів попереднього натягнення, коли за відсутності внутрішнього тиску бетон працює з максимальним напруженням стиснення (що добре переноситься бетоном). При підвищенні тиску усередині корпусу напруги в бетоні знижуються до нуля. Троси пропускаються в спеціальних трубах (їх може бути декілька тисяч). Можливо обмотати зовнішню поверхню корпусу сталевим дротом або стрічкою з необхідним натягом. Троси закріплюються з одного кінця наглухо і спеціальними домкратами натягаються з іншого. Існує спеціальна система контролю напруги в тросах, коли при ослабленні або розриві одного з тросів подається відповідний сигнал. Навіть одночасний вихід з ладу декількох з десятка тисяч тросів не позначається на міцності корпусу. Охолодження корпусу створюється внутрішньою ізоляцією і трубами в бетоні, по яких прокачується охолоджуюча вода, а густина - внутрішньою металевою обшивкою. В той же час корпусам з ЗНЗБ властиві і певні недоліки. Це, перш за все, велика тривалість будівництва, неможливість демонтажу, велике навантаження на фундамент. У зв'язку з цим розроблені проекти корпусів із заздалегідь напруженого чавуну.

Проведені оцінки показали, що такі корпуси можуть виявитися дешевше, ніж традиційні з ЗНЗБ при істотному скороченні термінів будівництва. Важливою є також можлива відмова від системи охолодження або істотне її спрощення.

Наразі знову відновився інтерес до ВТГР, які відносяться до реакторів IV-го покоління (генерації). В Китаї у 2021 році запущений перший ММР типу HTGR (High Temperature Gas Reactor). Назва реактору HTR-PM, електрична потужність 200 МВт, теплова потужність 500 МВт. Використовуються гексагональні блоки з мікротвелами типу TRISO.

Література

1. Верхівкер Г.П., Кравченко В.П. Основи розрахунку та конструювання ядерних енергетичних реакторів. – Одеса: ТЕС, 2009.
2. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы. – К.: КПИ, 1997. С. 168-175.

Контрольні питання до лекції 11

1. Прокласифікуйте ВТГР?
2. Яка конструкція ТВЕЛів у високотемпературних реакторах?
3. Чому ВТГР мають велику перспективу створення та розвитку?
4. Яка конструкція і приклади американського і німецького варіантів високотемпературних реакторів?
5. Які існують схеми руху кульових ТВЕЛів у високотемпературних реакторах, достоїнства і недоліки кожної схеми?
6. Як виконуються корпуси великих розмірів?
7. Чим пояснюється неоднакова висота графітової цегли в реакторах РБМК та ВТГР?
8. Які енерготехнологічні задачі може вирішувати ВТГР?
9. Які переваги прямого циклу з ВТГР?
10. Який тиск гелію використовується у ВТГР?

Лекція 12

Реактори на швидких нейтронах. БН-600 - конструкція, регулювання, перевантаження ядерного палива

Мета лекції: Ознайомлення з особливостями та конструкцією реакторів на швидких нейтронах

План лекційного заняття	1. Особливості реакторів на швидких нейтронах 2. Реактори з натрієвим теплоносієм 3. Реактор БН-600.
-------------------------	--

12.1. Загальні положення

Перспективність реакторів на швидких нейтронах (РШН) визначається тим, що в них можливе підвищене напруцювання вторинного ядерного палива. КВ у них значно більше одиниці. Це пояснюється тим, що поглинання нейтронів в сировинному матеріалі, яким є $^{238}_{92}\text{U}$, здійснюється у тому випадку, коли енергія нейтронів $E \geq 1 \text{ MeV}$, а це основний спектр нейтронів для РШН. Як первинне паливо в реакторах можуть використовуватися $^{233}_{92}\text{U}$, $^{235}_{92}\text{U}$, $^{239}_{94}\text{Pu}$, $^{241}_{94}\text{Pu}$. Для оцінки того, яке паливо доцільно використовувати в РШН, розглянемо кількість вільних нейтронів, що з'являються в середньому при діленні одного ядра. Ця величина визначається виразом

$$\eta = \nu / (1 + \alpha),$$

де ν - середнє число вторинних нейтронів, що звільнялися в результаті одного ділення;

$\alpha = \sigma_c / \sigma_f$ - відношення мікроскопічного перерізу радіаційного захоплення до мікроскопічного перерізу ділення.

У табл. 12.1 наводяться значення параметрів деяких ізотопів, що діляться, при захопленні швидкого нейтрона.

Таблиця 12.1 - Значення параметрів в спектрі нейтронів, що характерний для реактора на швидких нейтронах (η – число вторинних нейтронів, що приходяться на один нейтрон, який був захоплений паливом)

Параметр	Уран-233	Уран-235	Плутоній-239	Плутоній-241
α	0,108	0,244	0,231	0,114
ν	2,57	2,50	2,96	3,04
η	2,32	2,01	2,4	2,73
$\eta-1$	1,32	1,01	1,4	1,73

Як випливає з даних, наведених в табл. 12.1, кращі характеристики мають ізотопи плутонію, особливо $^{241}_{94}\text{Pu}$, що утворюється з $^{240}_{94}\text{Pu}$ при захопленні їм нейтрона. Плутоній-240 крім ролі сировинного ізоотопу для виробництва $^{241}_{94}\text{Pu}$ дає помітний внесок в розмноження нейтронів, оскільки має $\nu = 3,17$ при величині $\sigma_f = 0,408$ барн, $\sigma_c = 0,354$ барн і пороговій енергії ділення $E_f = 0,6$ МеВ. Відповідні значення для $^{238}_{92}\text{U}$ складають: $\nu = 2,7$; $\sigma_f = 0,048$ б; $\sigma_c = 0,202$ і $E_f = 1,4$ МеВ, а для $^{232}_{90}\text{Th}$: $\nu = 2,54$; $\sigma_f = 0,010$ б; $\sigma_c = 0,240$ б і $E_f = 1,4$ МеВ.

Проте ізотопи плутонію не зустрічаються в природі і мають бути накопичені в результаті роботи реакторів на теплових нейтронах або вироблятися в самих РШН. Це тим більш важливо, що через низький (на порядок) переріз ділення на швидких нейтронах для ланцюгової ядерної реакції кількість речовини, що ділиться, в РШН повинна бути при однаковій потужності на порядок більше, ніж в реакторах на теплових нейтронах.

Використовування в РШН як речовини первинного пального $^{235}_{92}\text{U}$ приведе до швидкого вичерпання дешевих родовищ урану і малої потужності ядерної енергетики, що явно не вигідно. Мірою ефективності РШН в напрацюванні матеріалів, що діляться, може служити час подвоєння T_2 , визначений як час, необхідний для виробництва надмірного палива, достатнього для першого завантаження іншого такого ж реактора.

Розглянемо реактор, відтворене паливо якого не використовується для інших реакторів протягом часу його подвоєння. В цьому випадку

$$T_2, \text{ років} = \frac{\text{Начальне завантаження ізоотопів, що діляться, кг}}{\text{Швидкість накопичення ізоотопу, що ділиться, кг/рік}}.$$

Оскільки коефіцієнт відтворення визначається як

$$KB = \frac{\text{Паливо, вироблене за рік}}{\text{Паливо, витрачене за рік}},$$

то коефіцієнт надмірного відтворення визначиться як

$$KB - 1 = \frac{\text{Чисте накопичення палива за рік}}{\text{Паливо, що згоріло за рік}}.$$

У зв'язку з внеском в енерговиділення теплоти, що утворюється в результаті ділення утворених ізоотопів, швидкість згоряння ядерного пального зменшується на величину

$$N_{fi} \cdot \sigma_{fi} / (N_{fi} \cdot \sigma_{fi} + N_{fe} \cdot \sigma_{fe}) = 1/(1+F),$$

де N_{fi} , σ_{fi} - ядерна густина і переріз ділення ядерного палива;

N_{fe} , σ_{fe} - відповідні величини для сировинного матеріалу.

Визначимо кількість плутонію, що згорів за рік при потужності реактора Р МВт за умови, що кількість енергії, яка виділяється при одному акті ділення

ядра плутонію, складає 215 MeV або $3,44 \cdot 10^{-11} \text{ Дж} = 3,44 \cdot 10^{-11} \text{ Вт} \cdot \text{с}$. Отже, для отримання енергії в $1 \text{ МВт} \cdot \text{добу}$ необхідно, щоб відбулося $24 \cdot 3600 \cdot 10^6 / 3,44 \cdot 10^{-11} = 2,5 \cdot 10^{21}$ актів ділення. Для отримання енергії, що виділяється в реакторі протягом року при коефіцієнті використання встановленої потужності реактора (КВВП), буде потрібно $P \cdot 365 \cdot \text{КВВП} \cdot 2,5 \cdot 10^{21}$ ділень. В 1 кг плутонію міститься $6,023 \cdot 10^{26} / 239 = 2,5 \cdot 10^{24}$ ядер плутонію. Отже, річна витрата плутонію з урахуванням ділення сировинних матеріалів і радіаційного захоплення нейтронів ядрами плутонію дорівнює

$$G_{\text{рік}} = \frac{365 \cdot P \cdot \text{КВМ} \cdot 2,51 \cdot 10^{21} \cdot (1 + \alpha)}{(1 + F) \cdot 2,5 \cdot 10^{24}} \text{ кг / рік},$$

чисте накопичення вторинного палива за рік

$$G_{\text{вт}} = \frac{0,365 \cdot P \cdot \text{КВМ} \cdot (1 + \alpha) \cdot (\text{КВ} - 1)}{(1 + F)} \text{ кг / рік}$$

і час подвоєння за умови початкового завантаження реактора ізотопом, що ділиться, в кількості $M \text{ кг}$:

$$T_2 = \frac{M}{G_{\text{вт}}} = \frac{2,7 \cdot M \cdot (1 + F)}{P \cdot \text{КВМ} \cdot (1 + \alpha) \cdot (\text{КВ} - 1)}, \text{ років}.$$

З останнього виразу виходить, що для досягнення малого часу подвоєння питома потужність (потужність, віднесена до одиниці маси ізотопу, що ділиться, – P/M) повинна бути великою. Це також бажано з точки зору мінімізації завантаження високозбагаченого палива. Густина енерговиділення в РШН лежить в межах $300\text{-}800 \text{ МВт/м}^3$, тобто значно вища, ніж в реакторах на теплових нейтронах. Отже, однією з основних проблем в РШН повинен бути високий тепловідвід. Крім того, величина КВ тим більша, а час подвоєння тим менший, чим більш жорсткий спектр нейтронів в активній зоні реактора. Як відомо, вироблення електроенергії подвоюється кожні 7-10 років. Отже, для самозабезпечення ядерної енергетики час подвоєння T_2 також повинний дорівнювати цій величині. Для цього величина КВ повинна бути 1,3-1,5. Така величина КВ можлива тільки в реакторах на швидких нейтронах.

Поліпшення тепловідводу в РШН досягається розподілом палива в активній зоні в тонких ТВЕЛах і вживанням теплоносіїв з хорошими теплофізичними властивостями, що характеризуються малим перерізом поглинання і малим уповільненням нейтронів. Відповідними теплоносіями для таких систем можуть бути рідкі метали і, можливо, газоподібний гелій під високим тиском. Проведені зіставлення різних металів на предмет їх використання як теплоносіїв показали, що кращим є натрій. Його переваги:

- висока температура кипіння при атмосферному тиску ($881 \text{ }^\circ\text{C}$);
- висока теплопровідність і хороші властивості теплопередачі при низькій потужності, що витрачається на перекачування;
- невелике уповільнення і поглинання нейтронів.

При використанні натрію при низькому тиску в реакторі теплоносієм може бути нагрітий до високих температур, що забезпечує високий ККД

паросилового циклу. Проте використання рідкого натрію створює і ряд складних технічних проблем. Тому виник інтерес до використання в РШН гелієвого теплоносія. Його вживання вирішує окремі технічні питання, але при цьому виникають інші, не менш складні. У всіх діючих реакторах на швидких нейтронах, не дивлячись на ряд складнощів, в даний час у якості теплоносія використовується рідкий натрій.

Першим РШН для виробництва електроенергії був запущений в 1951 р. в США реактор - EBR потужністю 200 кВт. Реактор використовував у якості палива уран-235 і охолоджувався сумішшю натрію і калію. В СРСР розробка РБН почалася з 1949 р. у м. Обнінську (Калужської обл., Росія) під керівництвом акад. А.І. Лейпунського. В даний час крупні діючі АЕС з РШН є в Росії, Франції, Англії, США, Японії. Найкрупніший РШН був у Франції (зупинений) - реактор "Супер-Фенікс" електричною потужністю 1200 МВт. Далі - реактор 3-го блоку Білоярської АЕС – БН-600, пущений в експлуатацію у 1980 р. В кінці 70-х - початку 80-х років минулого сторіччя вважалося, що при таких темпах розвитку ядерної енергетики, що мали місце у той час після 1990-1995 років в основному будуватимуться тільки РШН. Проте після аварії Чорнобильської АЕС відбулося уповільнення введення АЕС, значно більшу увагу приділяють аспектам безпеки. Після припинення «холодної війни» з'явилася велика кількість збройного плутонію, який використовувався у ядерних бомбах. Він відрізняється від енергетичного, отриманого при виділенні з відпрацьованого в енергетичних реакторах палива, більшою чистотою. Велика кількість плутонію, що була накопичена в розвинених в промисловому відношенні країнах, призвела до необхідності і можливості його використання в мирних цілях. У зв'язку з цим проблема використання РШН значною мірою втратила свою актуальність, але не перспективність. Очевидно, зараз проблема введення РШН в широку експлуатацію відсунулася на 20-25 років. Подальші можливості розвитку швидких реакторів визначаються рівнем їх безпеки і економічності. Поки що у ряді Європейських країн (Франція, Німеччина, Англія) роботи із створення Європейського швидкого реактора (EFR), що проводяться сумісно, припинені. Деякі проекти РШН, наприклад БН-800 і БН-1600 (Росія), піддалися істотній доробці у напрямі значного збільшення безпеки і підвищення економічності.

На безпеку реакторів БН впливають наступні особливості реакторів:

- велика густина енерговиділення в активній зоні;
- великий вміст плутонію в активній зоні, що посилює радіаційну небезпеку при руйнуванні 1-го контуру;
- мала частка запізнених нейтронів при діленні плутонієвого палива і, отже, невеликий запас реактивності між нормальним стаціонарним режимом і виходом на режим надкритичності на миттєвих нейтронах;
- малий час життя нейтронів, що приводить до швидкого розгону реактора при збільшенні реактивності;
- зміна реактивності при зміні густини натрію в активній зоні;
- ефекти розширення активної зони і доплерівського розширення резонансних рівнів, що обмежують тривалість можливих перехідних процесів;

- можливість швидкого розповсюдження пошкоджень ТВЕЛів через локальну закупорку каналів з теплоносієм.

Відзначимо, що ефективна частка запізнених нейтронів для $^{239}_{94}\text{Pu}$ складає $\beta=0,0021$, а з урахуванням ділення урану-238 на швидких нейтронах середнє значення β для плутонієвого РШН складає 0,004, тоді як для уранового реактора на теплових нейтронах $\beta=0,0065$. Через відсутність сповільнювача середній час життя миттєвих нейтронів для РШН складає 10^{-5} - 10^{-7} с, а в реакторах на теплових нейтронах це значення лежить в області 10^{-3} - 10^{-4} с. При різкій зміні реактивності $\rho > \beta$ період розгону реактора буде дуже малим. Так, наприклад, при середньому часі життя миттєвих нейтронів 10^{-6} с, середній частці запізнених нейтронів $\beta=0,004$ і при стрибкоподібному збільшенні реактивності на 1,2 %, період реактора складе $1,25 \cdot 10^{-4}$ с. Ці і інші перераховані вище особливості РШН примушують з великою обережністю відноситися до створення і введення в дію такого реактора, хоча багато питань можуть бути компенсовано тими або іншими технічними рішеннями. В той же час розвиток ядерної енергетики без використання РШН навряд чи можливий, оскільки дешеві запаси уранових руд обмежені. Вживання РШН розширює паливну базу ядерної енергетики, принаймні, в 30-50 разів і знімає проблему енергетичного голоду для людства на сотні років.

Однією з характеристик надійності енергоустановки є коефіцієнт використання встановленої потужності. По цьому показнику РШН є лідером серед інших реакторів: для БН значення КВВП протягом ряду років складав 75-76 %, тоді як проектне значення КВВП для ВВЕР знаходиться на рівні 68 %.

При розвитку ядерної енергетики слід враховувати необхідність випалювання довго живучих актиноїдів, що накопичуються у відпрацьованому паливі ядерних реакторів. Це плутоній, нептуній, америцій і кюрій. Якщо відпрацьоване паливо помістити в інтенсивні нейтронні потоки, то актиноїди вигорять. Краще всього це робити в РШН. Один реактор БН-800 може випалювати актиноїди, що виробляються в трьох-чотирьох ВВЕР. Утилізація накопиченого збройного палива в легководних реакторах пов'язана з втратою 50-60 % його енергетичного потенціалу і одночасним накопиченням токсичних і радіаційно-небезпечних актиноїдів.

Таким чином, стимулами до створення і будівництва швидких реакторів є:

- розширення паливної бази ядерної енергетики, при цьому знімаються проблеми енергоресурсів на сторіччя;
- випалювання високотоксичних і радіаційно-небезпечних актиноїдів і плутонію, що утворюються при роботі ядерних реакторів на теплових нейтронах;
- достатньо високий КВВП працюючих реакторів, накопичений досвід їх створення і експлуатації в передових країнах світу.

Класифікувати реактори на швидких нейтронах можна за:

- теплоносієм: рідкі метали (натрій, вісмут, свинець та їх суміш), гелій або тетраксид азоту;
- компоновкою устаткування - інтегральна або петлева;
- взаємному розташуванню палива і сировинного матеріалу.

12.2. Реактори на швидких нейтронах з натрієвим теплоносієм

Використання рідкого натрію як теплоносія пов'язано з рядом складних технічних проблем, рішення яких і отримання досвіду експлуатації і привели до затримки в розвитку РШН на 20-25 років.

Чинники, що викликали потенційні труднощі використання натрію:

1. Натрій характеризується значною наведеною активністю в результаті захоплення нейтронів з утворенням натрію-24 (період напіврозпаду 15 годин), що випромінює гамма-кванти. Це створює труднощі при ремонтних роботах, профілактиці устаткування і його експлуатації.

2. При контакті натрію з водою відбувається бурхлива екзотермічна реакція з утворенням оксиду натрію. Для виключення попадання оксиду натрію в реактор, що випадає там в осад і забиває прохід теплоносія або кородує матеріали 1-го контуру, застосовується проміжний контур. Теплоносій промконтуру нагрівається теплоносієм 1-го контуру і у свою чергу генерує водяну пару в парогенераторах. Крім того, промконтур є як би буфером, що перешкоджає розповсюдженню вибухових реакцій в активну зону реактора і викиду в результаті цих реакцій радіоактивного натрію. Теплоносієм промконтуру також є натрій, що знаходиться під тиском, більшим, ніж тиск в 1-у контурі.

3. Натрій має високу корозійну активність. В результаті цього основним конструкційним матеріалом є нержавіючі сталі аустенітного класу.

4. При температурах понад 200 °С натрій на повітрі спалахує. Тому необхідна надійна ізоляція натрію від повітря, що досягається наявністю над рівнем натрію в реакторі газової подушки з інертного газу, звичайно аргону.

5. При температурі нижче 97 °С натрій застигає. Тому для пуску станції необхідний попередній електрообігрів всього устаткування і трубопроводів. Залежно від теплової схеми пуск станції може тривати декілька тижнів. При зупинці станції натрій повинен зливатися в бак з електрообігрівом.

6. Для очищення натрію від оксидів і гідридів в системі трубопроводів встановлюються спеціальні "пастки", гарячі або холодні, призначені для уловлювання і видалення цих речовин. В "холодних пастках" відбувається охолодження деякої частини теплоносія до температур, при яких оксиди випадають в осад і можуть бути відфільтровані. В "гарячих пастках" частина натрію потрапляє в судину з матеріалом, що підлягає корозії (наприклад, кільцями з вуглецевої сталі), внаслідок чого натрій поглинає кисень, що міститься в оксидах.

7. Особливі вимоги пред'являються до арматури і насосів. Арматура повинна бути кованою для попередження міжкристалічної корозії. У зв'язку з високою теплопровідністю натрію арматура повинна мати стійкість проти теплового удару, а мала в'язкість натрію вимагає вживання для арматури твердих матеріалів, перешкоджаючих задиранню. Важлива вимога до арматури для натрію - відсутність течі крізь сальники. Навіть невелика теча небезпечна загорянням, не говорячи вже про високу вартість натрію. Застосовуються безсальникові конструкції або комбіновані ущільнення із заморожуванням

протікань.

8. На відміну від води натрій непрозорий, тому роботи по перевантаженню палива або заміні окремих компонентів конструкції всередині корпусу реактора повинні виконуватися усліпу.

Наголосимо на інших особливостях РШН. У зв'язку з великим питомим тепловиділенням ТВЕЛи РШН мають діаметр 4-8 мм, тобто менше ніж в реакторах на теплових нейтронах. Це здорожує ТВЕЛи (вартість ТВЕЛа приблизно обернено пропорційна діаметру в ступені - 1,5). Як паливо використовується двоокис урану в оболонці з нержавіючої сталі. Для зниження максимальної температури палива часто застосовується втулкова конструкція паливного стовпа ТВЕЛу. Велика теплопровідність карбідів урану і плутонію дозволяє підвищити енерговиділення в паливі, проте використання карбідів вимагає додаткових досліджень для з'ясування їх сумісності з матеріалом оболонки ТВЕЛа. Через малі габарити активної зони дуже великий (до 80 %) витік нейтронів з неї, тому активну зону оточують відбивачем. Як матеріал відбивача використовується природний або збіднений уран, що утворюється як відвал збагачувальних виробництв. Окрім віддзеркалення нейтронів в активну зону, в такому відбивачі здійснюється захоплення нейтронів ядрами урану-238, що призводить до накопичення плутонію-239 у відбивачі. Ця область відбивача, що містить сировинні матеріали, оточуюча активну зону, називається зоною відтворення або екраном. В зоні відтворення відбувається також енерговиділення в результаті ділення ядер урану-238 на швидких нейтронах, хоча і значно менше, ніж в активній зоні. Тому звичайно в цю зону прямує частина потоку натрію. Природний або збіднений уран розміщується і в торцевих частинах ТВЕЛів. Він утворює верхню і нижню торцеві зони відтворення. У зв'язку з меншим енерговиділенням ТВЕЛи радіальної зони відтворення можуть бути виконані більшого діаметру, ніж в активній зоні. ТВЕЛи і стрижні регулювання активної зони і зони відтворення охолоджуються натрієм, що протікає від низу до верху. У зв'язку з цим створюється перепад тиску, що викликає осьові зусилля, діючі на касети і сприяючі їх спливанню. Для запобігання спливання ТВЗ використовують різні конструктивні рішення; найбільш часто вживаним є використання гідравлічного упору, що створює зусилля, спрямоване у сторону, протилежну руху теплоносія. Досягається це підведенням теплоносія перпендикулярно осі ТВЗ і створенням під нижнім глухим торцем ТВЗ області зниженого тиску. Іноді використовуються механічні фіксатори хвостовика касети, що розкриваються під дією механізму перевантаження. Хвостовики ТВЗ закріплюються в опорному колекторі, з якого розподіляються потоки теплоносія. Напірний колектор є барабаном, що має дві опорні плити з ячійками для установки хвостовиків ТВЗ. Плити створюють камери високого і низького тиску теплоносія, що охолоджують відповідно активну зону і зону відтворення. Оскільки енерговиділення в активній зоні РШН набагато вище, ніж в реакторах на теплових нейтронах, до моменту перевантаження ТВЗ в ТВЕЛах накопичується велика кількість уламків ділення і, отже, залишкове тепловиділення в ТВЗ достатньо велике. Тому вивантажені з активної зони ТВЗ до виїмки з реактора переносяться в сховище відпрацьованих ТВЗ, що знаходиться за межами активної зони, і охолоджуються

там також натрієм. З великим і нерівномірним тепловиділенням по ТВЗ зв'язано розпухання палива і деформації, що приводять до вигину ТВЕЛів до центру активної зони. Це порушує нормальне охолодження ТВЕЛів і може призвести до утворення локальних критичних мас. Очевидно, в конструкції ТВЗ повинні бути механічні обмежувачі вигину ТВЕЛів.

Регулювання РШН може здійснюватися як переміщенням паливних стрижнів в активній зоні, так і введенням спеціальних стрижнів-поглиначів. Перерізи поглинання швидких нейтронів у всіх матеріалів майже однакові. Тому вибір поглинаючого матеріалу не такий важливий. Звичайно застосовуються борні сталі, карбід бору або тантал в оболонці з нержавіючої сталі. Іноді обидва способи регулювання поєднуються, причому компенсуючі касети виконуються з 2-х частин: поглинаючої із збідненого урану і паливної. Кількість компенсуючих і регулюючих касет звичайно невелика через малі розміри зони і малий запас реактивності на початку кампанії. Останнє має місце завдяки компенсуючому впливу відтвореного палива. Крім того, отруйливий вплив продуктів ділення не перевищує 3-4 % негативної реактивності, тобто, отруєння практично немає.

Необхідно мати на увазі, що натрій вносить істотний внесок в поглинання нейтронів. Тому витік натрію з активної зони недопустимий як за нейтронно-фізичними міркуваннями, так і з точки зору пожежної безпеки. Тому корпус реактора звичайно оточується страхувальним кожухом. Між основним корпусом і страхувальним кожухом звичайно прокачується гарячий аргон. У зв'язку з низьким тиском натрію товщина корпусу реактора складає 10-30 мм, така ж товщина і страхувального кожуха, матеріал цих елементів - нержавіюча сталь. Об'єм кожуха вибирається так, щоб при витіканні натрію з основного корпусу активна зона не оголюлася.

У зв'язку з великим потоком нейтронів в активній зоні там має місце і найбільше напрацювання вторинного палива. Можливі дві компоновки активної зони і зони відтворення: а) активна зона оточується зоною відтворення і б) ТВЗ зі збагаченим і збідненим ураном (плутонієм) чергуються. Набула більше поширення перша компоновка, оскільки при цьому потік нейтронів на корпус зменшується.

Компоновка устаткування 1-го контуру можлива петлева і інтегральна. При петлевій компоновці в корпусі реактора розміщується тільки активна зона, а ГЦН і теплообмінники 1-го контуру знаходяться зовні корпусу реактора. Така компоновка має високу ремонтоздатність. При інтегральній компоновці усередині корпусу реактора розташовуються як активна зона, так і ГЦН і теплообмінники 1-го контуру. В цьому випадку простіше забезпечити герметичність контуру натрію. Така компоновка дає можливість одержати дещо більш високу температуру теплоносія, при ній легше організувати природну циркуляцію теплоносія; корпус реактора більше захищений від нейтронного потоку. Досвід проектування і техніко-економічний аналіз свідчать про те, що показники обох варіантів приблизно однакові. Вибір компоновки на сучасному етапі визначається наявним досвідом споруди і експлуатації, виробничими можливостями і рівнем техніки. Петлева компоновка застосовувалася для перших реакторів БОР-60, БН-350, в американському реакторі "Енріко Фермі",

японському "Мондзю", німецькому NSR-300. В решті реакторів, що будуються і експлуатуються, застосовується інтегральна компоновка. В табл. 12.2 наведені основні характеристики установок з реакторами на швидких нейтронах.

Таблиця 12.2 Основні характеристики установок з РШН

Характеристика	БІР-60	БН-350	БН-600	БН-800	БН-600М	БН-1600
Рік пуску	1969	1973	1980	-	-	-
Теплова потужність, МВт	60	1000	1480	2100	1520	4000
Електрична потужність, МВт	12	350	600	830	600	1600
Компоновка реактора	Петлева танучи		інтегральна			
Температура натрію на вході в реактор, °С	360-480	300	377	354	395	-
Температура натрію на виході з реактора, °С	580-600	500	550	547	550	-
Паливо	UO ₂	UO ₂ або UO ₂ + PuO ₂ O ₂				
Температура натрію 2-го контуру на виході з промтеплообмінника, °С	560	450	520	505	-	-
Те ж на вході, °С	340	270	320	309	-	-
Параметри пари: тиск, МПа температура, °С	9 500	5 435	14 505	14 490	14 500	14 500
Потужність і число турбін	-	50x3	200x3	400x2	200x3	800x2
Тривалість кампанії в ефективних добах	300	300	480	440	600-700	-
Середня глибина вигорання, МВт·доба/кг за рік роботи	-	66	66	66	75-97	-
Питома металоємність реактора в т/МВт(е)	-	-	15,06	12,0	8,87	-

Характеристика	"Ен-ріко Фермі"	"Клінч Рівер"	"Фе-нікс"	"Супер-Фенікс"	PFR	SNR-300	"Мондзю"
Країна	США		Франція		Анг-лія	ФРН	Японія
Потужність, МВт – теплова - електрична	200 65	975 350	563 250	3000 1200	600 250	762 327	714 300
Компоновка	Петл.	Інтегральна				Петлева	

Температура натрію, °C:							
на вході	288	338	400	395	400	377	390
на виході	427	535	560	545	560	546	540
Число ТВЗ в активній зоні	91	198	103	364	78	205	198
Число ТВЕЛів в ТВЗ	140	217	217	271	325	96	169
Зовнішній діаметр ТВЕЛа, мм	4,01	-	6,6	8,65	5,84	7,6	6,5
Товщина оболонки ТВЕЛа, мм	0,125	-	0,4		0,38	0,38	0,45
Середня енергонапруженість в активній зоні, МВт/м³	480	-	430	300	400	400	300

Конструкцію РШН розглянемо детально на прикладі БН-600 (рис. 12,1, 12.2). Корпус реактора БН є баком циліндрової форми з еліптичним днищем і конічною верхньою частиною.

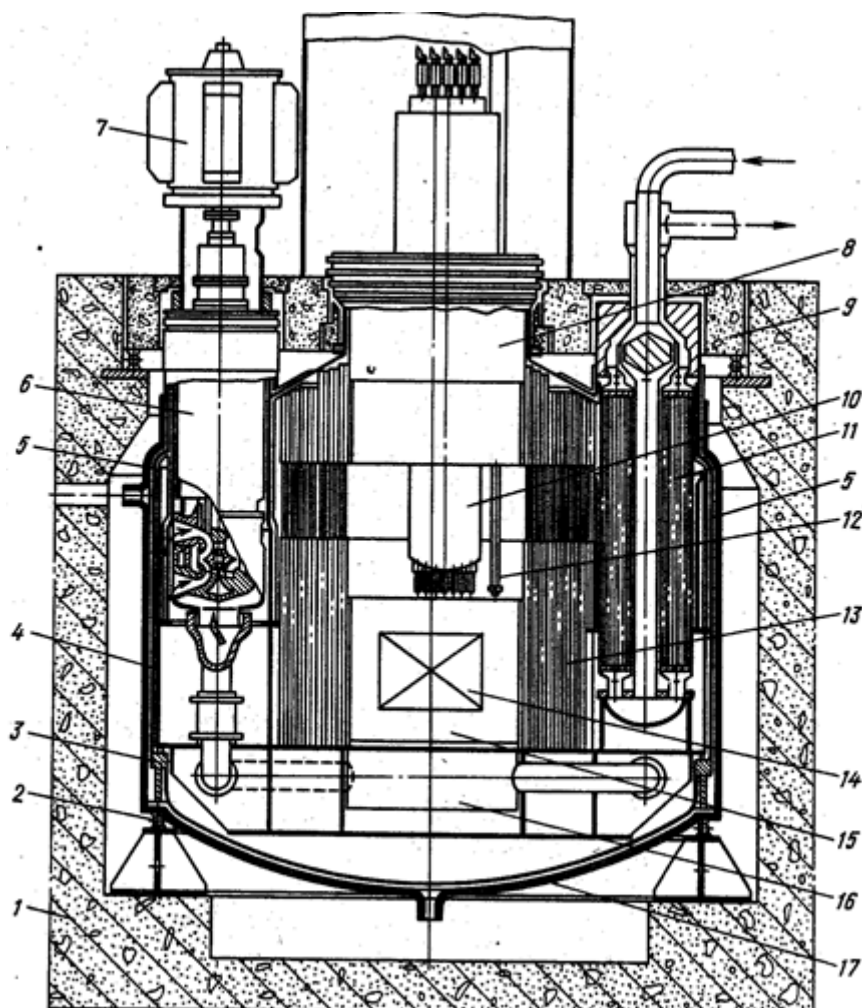
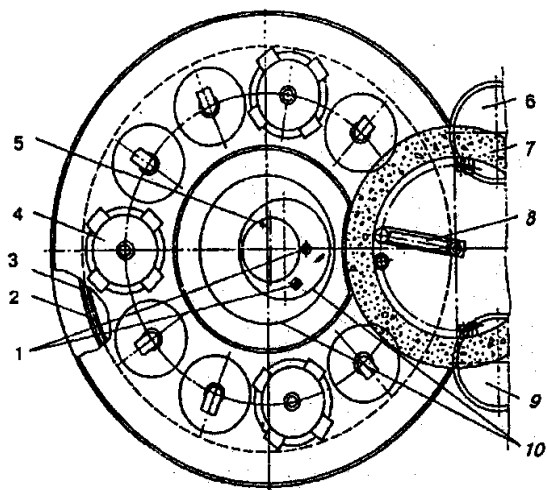


Рис. 12.1 - Вертикальний перетин реактора БН-600:

- | | |
|-------------------------------|--|
| 1 - фундамент; | 10 – центральна колона з механізмами СУЗ |
| 2 – каткові опори; | 11 – проміжний теплообмінник |
| 3 – опорне кільце; | 12 - механізм перевантаження |
| 4 – опорний пояс; | 13 – нейтронний захист |
| 5 - корпус; | 14 – активна зона |
| 6 – циркуляційний насос | 15 – зона відтворення |
| 7 – електродвигун насосу | 16 - напірна камера |
| 8 – поворотні пробки | 17 – захисний кожух з теплоізоляцією |
| 9 – верхній нерухливий захист | |

Рис. 12.2 - Реактор БН-600. Вигляд зверху:

- 1 - механізми перевантаження;
- 2 - корпус;
- 3 – захисний корпус;
- 4 – електродвигун насосу;
- 5 – центральна колона з механізмами СУЗ;
- 6 - барабан відпрацьованих ТВЕЛів;
- 7 - передавальний бокс;
- 8 - механізм передачі ТВЗ;
- 9 - барабан свіжих ТВЗ;
- 10 - поворотні пробки.



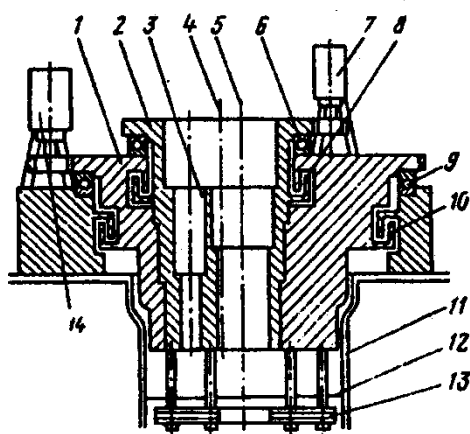
Максимальний внутрішній діаметр корпусу 12,9 м, висота 13 м. Циліндрова частина має товщину 30 мм, днище - 34 мм, кришка - 55 мм. Корпус оточений страхувальним кожухом завтовшки 10 мм. Корпус через опорне кільце встановлений на каткові опори фундаменту. Усередині корпусу розташована металоконструкція коробчастого типу, так званий опорний пояс, на якому кріпляться напірна камера з активною

зоною, зоною відтворення, сховищем відпрацьованих ТВЕЛів, внутрішньо баковий нейтронний захист, проміжні теплообмінники, циркуляційні насоси 1-го контуру. На опорному поясі закріплена обичайка для теплового захисту стінок корпусу, утворюючи зазор для охолодження стінок корпусу. Три насоси 1-го контуру і шість проміжних теплообмінників змонтовано в циліндричних стаканах, встановлених на опорному поясі.

У верхній частині корпусу є відповідно шість отворів для установки теплообмінників і три отвори для насосів. Компенсація різниці термічних розширень між стаканами теплообмінників і насосів, з одного боку, і корпусом і

страхувальним кожухом, з іншого - забезпечується сильфонними компенсаторами. Опорний пояс - основна силова конструкція усередині корпусу реактора - має систему радіальних ребер, які створюють три зливні камери, є ділянкою траси теплоносія 1-го контуру, що поступає від двох теплообмінників до насоса.

На верхній конічній частині корпусу реактора є дві поворотні пробки, за допомогою яких механізм перевантаження наводиться на будь-яку ТВЗ, що знаходиться в активній зоні, зоні відтворювання або в сховищі (рис.12.3). Герметичність установки пробок на конічну частину корпусу забезпечується замерзаючим ущільненням із сплаву олово-вісмут. Внутрішній об'єм поворотних пробок заповнений шарами графіту і сталі, тому вони одночасно служать біологічним захистом. Газові порожнини над рівнем натрію в корпусі реактора і в насосі заповнені аргоном під тиском 0,14 МПа і служать компенсаторами тиску.



10 – рідкісне ущільнення великої пробки;
11 – корпус реактора

Рис.12.3 - Схема двійної поворотної пробки:

1 – велика поворотна пробка;
2 – мала поворотна пробка;
3 – канал РЗМ;
4 - вісь малої пробки;
5 – вісь великої пробки;
6 – підшипник малої пробки;
7 – привід малої пробки;
8 – рідкісне ущільнення малої пробки;
9 – підшипник великої пробки;
12 - рівень натрію;
13 – занурена плита;
14 – привід великої пробки.

Схема циркуляції теплоносіїв така: від кожного з трьох циркуляційних насосів по двох трубопроводах $\varnothing 630 \cdot 13$ мм натрій поступає в напірну камеру, звідки основна частина його йде на охолодження активної зони і зони відтворювання, а інша частина, менша, прямує на охолодження сховища відпрацьованих ТВЗ, внутрішньо-корпусного нейтронного захисту і стінок корпусу. Після активної зони нагрітий натрій через проходи в нейтронному захисті поступає в шість теплообмінників, де опускається по міжтрубному простору, нагріваючи натрій 2-го контуру, що проходить в трубках, а потім зливається в три зливні камери, кожна з яких об'єднує два теплообмінники і сполучена з лінією для всмоктування одного з трьох насосів. Активна зона реактора ($\varnothing 2,05$ м, висота 0,75 м) і зона відтворювання встановлені на напірній камері і набрані з шестигранних касет розміром під ключ 96 мм і зазором 2 мм.

В активній зоні - 370 касет, в центральній частині яких знаходиться двоокис урану збагаченням 21,0 % і 29,4 %, в торцевій частині - збіднений

двоокис урану. З метою вирівнювання поля енерговиділення 208 касет з малим збагаченням ставляться в центральну частину зони, 162 з великим - в периферію. Активна зона оточується зоною відтворювання, що заповнена ТВЗ із збідненим ураном, за якою розташовано сховище відпрацьованих касет на 126 осередків (рис.12.4).

Кожна ТВЗ (рис. 12.5) активної зони містить 127 ТВЕЛів діаметром 6,9 мм, розташованих по трикутним ґратам з кроком 7,95 мм.

У зв'язку з профілюванням витрати натрію по ТВЗ оболонка ТВЗ щільна. Дистанціювання ТВЕЛів здійснюється дротом, навитим на оболонку. ТВЕЛи, які розташовані біля стінки, дистанціюються стрічкою еліпсного перетину. Матеріал торцевих екранів розміщений в торцевих частинах ТВЕЛів зверху і знизу активної зони на висоту 400 мм з кожного торця. ТВЗ бічної зони відтворювання такого ж розміру, що і ТВЗ активної зони, але включає 37 ТВЕЛів зовнішнім діаметром оболонки 14,2 мм, завтовшки 0,4 мм, виконаної у вигляді триреберної трубки з діаметром по ребрах 15,25 мм.

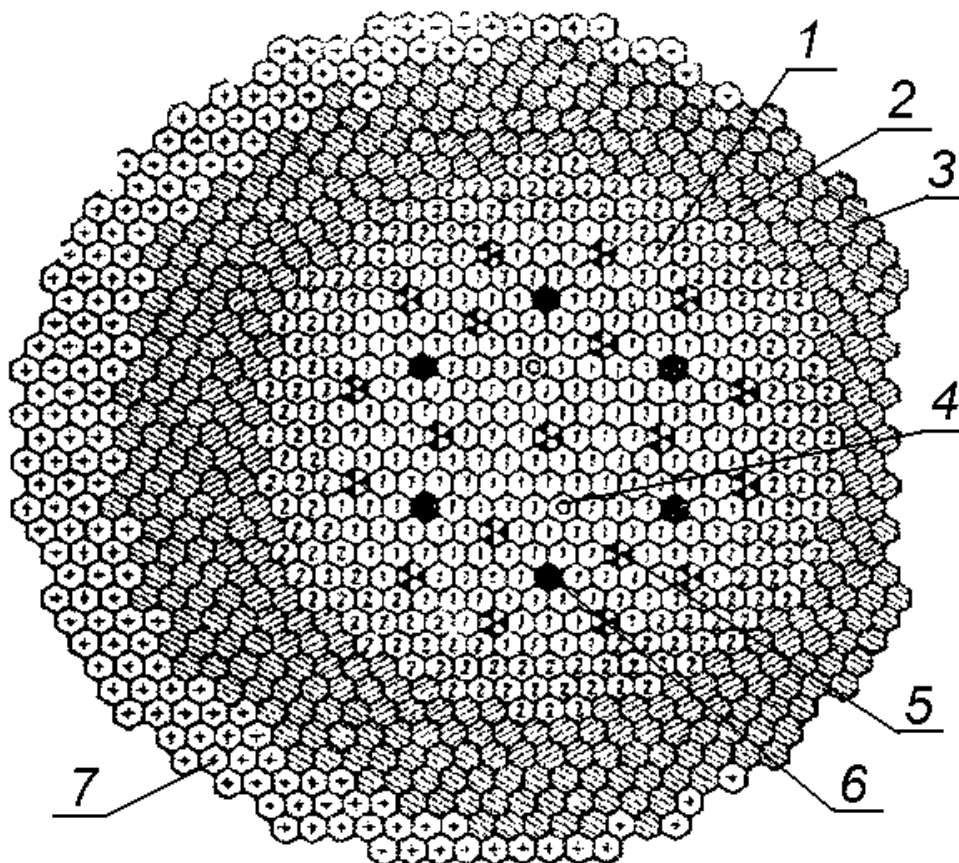


Рис. 12.4 - Перетин реактора БН-600:

- | | |
|---|-------------------------------------|
| 1 – ТВЗ активної зони; | 5 – стрижень для компенсації; |
| 2 – внутрішня зона відтворення; | 6 – стр333ижень аварійного захисту; |
| 3 – зовнішня зона відтворення; | 7 – сховище відпрацьованих ТВЗ. |
| 4 – стрижень автоматичного регулювання; | |

Система управління і захисту реактора включає 27 стрижнів, у тому числі 2 стрижні автоматичного регулювання, 19 стрижнів системи компенсації зміни

реактивності (компенсація вигорання, температурних і потужностних ефектів) і 6 стрижнів аварійного захисту.

Зону реактора оточує відбивач нейтронів, що складається з концентричних сталевих обичайок сумарною товщиною близько 150 мм. На периферії розташовується внутрішньо-корпусний захист, що є набором герметичних сталевих труб, заповнених графітом. Із зовнішньої сторони захист обмежений обичайкою, з внутрішньою - набором з обичайок. Для проходу гарячого натрію з активної зони в теплообмінники в захисті є спеціальні проходи.

У систему перевантаження касет входять дві поворотні пробки (велика і ексцентрично встановлена на ній мала), два механізми перевантаження, ексцентрично розташовані на малій поворотній пробці на різних відстанях від центру, два елеватори (завантаження і вивантаження), перевантажувальний бокс з механізмів передачі касет і два передавальні барабани (один для свіжих, інший для відпрацьованих касет). Перевантаження проводиться на зупиненому реакторі, коли всі стрижні СУЗ знаходяться в активній зоні, відчеплені від привідних штанг, і їх електроживлення відключено. Тиск газу в реакторі знижений, включено електрообігрівання гідрозатворів поворотних пробок і зняті їх стопори. Обертанням пробок механізм перевантаження наводиться на відповідне гніздо сховища, виймається відповідна ТВЗ, встановлюється в гніздо каретки елеватора і переміщенням каретки по похилій спрямовуючій підіймається до механізму передачі касет і назад. Механізм передачі касет розташований в герметичному перевантажувальному боксі. Він здійснює транспортування касет з гнізд каретки елеватора в передавальні барабани і назад. Перенесення касет всередині реактора проводиться в середовищі теплоносія, транспортування з реактора в передавальний барабан - в середовищі інертного газу.

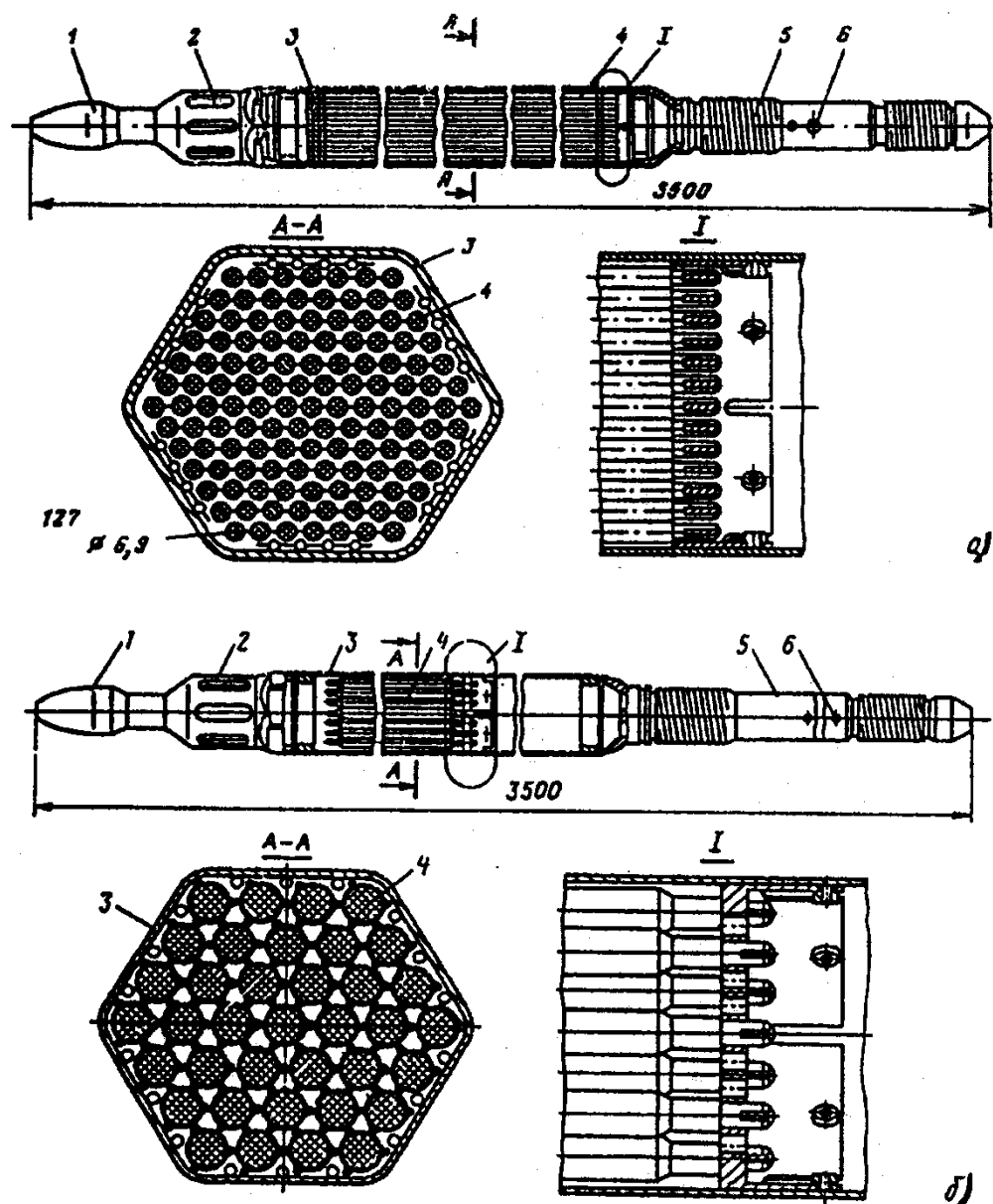


Рис. 12.5 - ТВЗ активної зони (а) і зони відтворювання (б) реактора БН:

- | | |
|------------------------------------|------------------------------------|
| 1 – верхня головка під захоплення; | 4 – ТВЕЛі; |
| 2 – вікна для виходу теплоносія; | 5 – хвостовик; |
| 3 – шестигранний корпус ТВЗ; | 6 – отвори для проходу теплоносія. |

Тривалість роботи реактора між перевантаженнями складає 150 діб. При кожному перевантаженні в активній зоні замінюється 124 касети. Загальний коефіцієнт відтворення при роботі в режимі розмножувача 1,4. Пуск реактора БН-600 на 4-у блоці Білоярської АЕС і успішна робота протягом 10 і більше років дозволили розробити на його базі проект реактора БН-800. При тих же габаритах корпусу його потужність збільшилася майже на 50 %. Після 1986 р. проект БН-800 був допрацьований у напрямі істотного збільшення безпеки. В основному був виключений позитивний пустотний коефіцієнт реактивності, введені засоби пасивної дії на реактивність, що спрацьовують

при зменшенні або припиненні витрати натрію через активну зону, розроблений модернізований проект БН-600М. Оскільки проблема відтворювання втратила свою актуальність, у БН-800 КВ приблизно дорівнює одиниці. Але навіть на цьому рівні поточна витрата плутонію компенсується його відтворюванням і збільшенням невеликої (приблизно 1 т/ГВт(е)·рік) витрати свіжого палива, тобто БН-800 практично само забезпечується. Перші РШН були в 1,5–2,5 рази більш дорогі, ніж ВВЕР за капвитратами і вартості виробленої енергії. Проте ці відмінності лише в невеликому ступені (до 25 %) визначалися натрієвою технологією. Значно сильніше впливають додаткові витрати на безпеку, регіон будівництва і ступінь освоєності промайданчика, потужність і число енергоблоків на майданчику, тривалість проектування і будівництва, нарешті, розробленість технології паливного циклу, наявність підприємств паливо забезпечення. Облік досвіду експлуатації БН-600 дозволив значно зблизити показники РШН і ВВЕР. В період до 2000 р. в Росії планувалося будівництво 4-х енергоблоків з РШН на Південно-Уральській АЕС і на 4-у блоці Білоярської АЕС.

Досвід роботи з РШН показав, що реактор має достатньо високий КВВП (75-76 %), експлуатація реактора надійна, надмірна реактивність невелика. Реактор простий в управлінні. Низький тиск натрію і відсутність помітної корозії забезпечують повну герметичність контурів. Немає витoku радіоактивного натрію, достатньо надійно працює все устаткування реактора, у тому числі і парогенератор, оскільки досягнута локалізація протікань і можливість відключення і ремонту секцій, що мають течу, за рахунок модульної конструкції без зупинок реактора. Промконтур є надійним бар'єром, що відділяє радіоактивний натрій від парогенератора. Тому течя парогенератора не є радіаційною аварією і ремонт парогенератора не обмежений радіаційними умовами. Вихід радіаційної газової активності на два порядку менше норми, повітряні скидання містять інертні гази з малим періодом напіврозпаду (ксенон, криптон, аргон), немає йоду-131, оскільки він утримується натрієм, значно перебільшена небезпека пожежі.

У проекті реактора БН-1600 прийнята інтегральна компоновка устаткування. Проект виконаний в двох варіантах: 1-й варіант є подальшим розвитком конструкції реактора БН-600: циліндровий вертикальний корпус з еліптичним днищем і конічною верхньою частиною. В другому варіанті активна зона і основне устаткування 1-го контуру розміщуються в горизонтальному циліндровому баці.

Теплообмінники, насоси і активна зона розташовуються у вертикальній горловині з вільним рівнем теплоносія. Усередині корпусу реактора за допомогою "гарячого" короба, що сполучає центральну обичайку із стінками теплообмінників, утворена гаряча ділянка тракту теплоносія. Потім після теплообмінників теплоносії насосами по напірних трубопроводах подається в напірну камеру і активну зону. Частина холодного теплоносія прямує в кільцевий зазор по всій довжині корпусу.

Література

1. Верхівкер Г.П., Кравченко В.П. Основи розрахунку та конструювання ядерних енергетичних реакторів. – Одеса: ТЕС, 2009.
2. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы. – К.: КПИ, 1997. С. 176-194.

Контрольні питання до лекції 12

1. Скільки контурів звичайно використовується для РШН?
2. Чому в реакторах на швидких нейтронах як теплоносії використовується натрій?
3. Яка компоновка реактора БН?
4. Переваги і недоліки газового реактора на швидких нейтронах?
5. Переваги, які дає використання в РШН свинцю?
6. Глибина вигорання палива в РШН?
7. Назвіть три основні переваги РШН.
8. Чому у якості теплоносія в РШН використовують рідкі метали?
9. Який рівень КВ у LWR, HWR, РШН?
10. ТВЗ у БН – чохлова чи безчохлова?
11. Чим заповнюється зазор між корпусом та захисним кожухом у БН і чому?
12. У якому реакторі більша глибина вигорання: у ВВЭР чи БН-600?
13. Чим пояснити, що довжина ТВЗ БН-600 3,5 м, а висота активної зони 0,75 м?
14. Якщо розглянути склад реактора БН-600 у плані, ми побачимо 5 зон. Назвіть їх

Лекція 13

Реактор Superphenix. Реактори на швидких нейтронах зі свинцевим та газовим теплоносієм

Мета лекції: Ознайомлення з особливостями та конструкцією реакторів на швидких нейтронах зі свинцевим, вісмутовим та газовим теплоносієм

План лекційного заняття	1. Реактор Superphenix. 2. Реактори зі свинцевим, вісмутовим та газовим теплоносіями.
-------------------------	--

Розглянемо найкрупніший реактор "Супер-Фенікс" (Франція) потужністю 1200 МВт(е) (рис. 13.2).

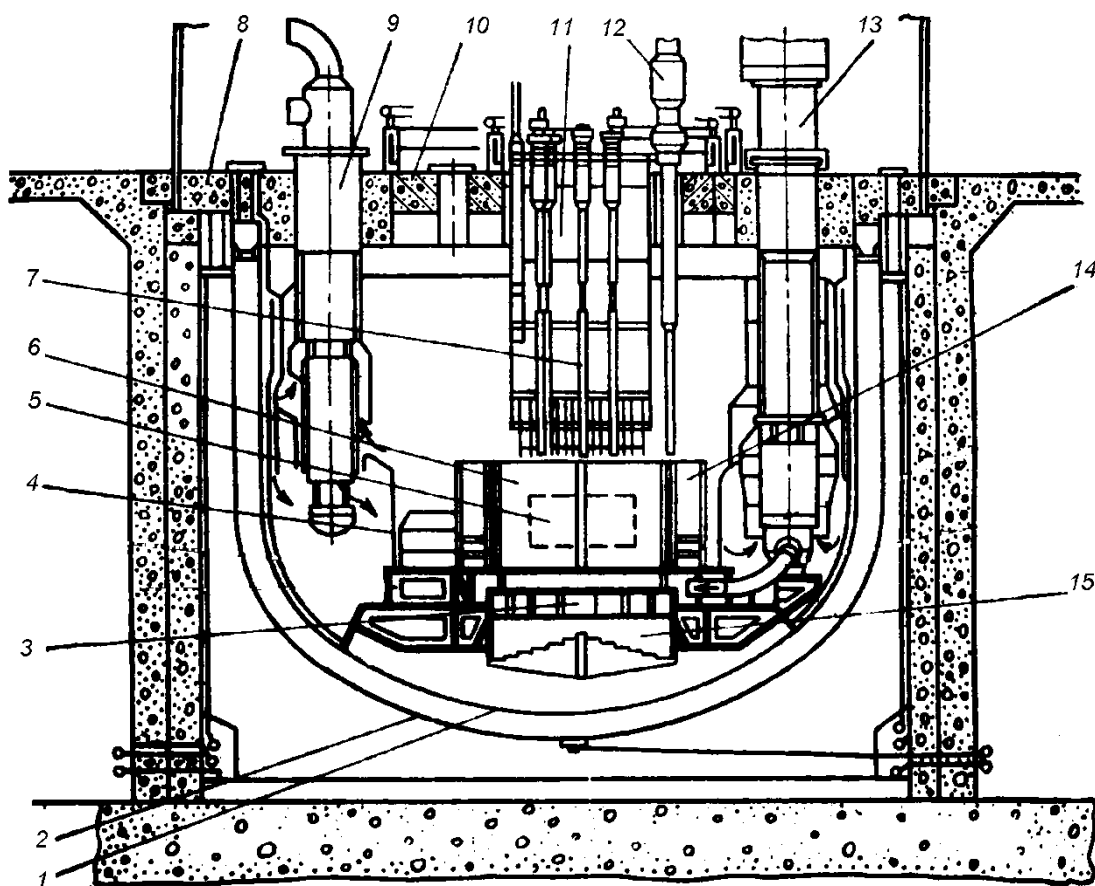


Рис. 13.2 - Конструкція реактора «Супер-Фенікс» (Франція):

- | | |
|---|-------------------------------------|
| 1 – основний корпус реактора; | 8 – плита верхнього перекриття; |
| 2 – страхувальний корпус; | 9 – проміжний теплообмінник; |
| 3 – опорна плита; | 10 – велика поворотна пробка; |
| 4 – розділова обичайка між гарячим і холодним об'ємом натрію; | 11 – мала поворотна пробка; |
| 5 – активна зона; | 12 – механізм перевантаження ТВЗ; |
| 6 – зона відтворювання; | 13 – ГЦН; |
| | 14 – внутрішній радіаційний захист; |

7 – орган регулювання СУЗ;

15 – напірний колектор.

Натрій 1-го контуру в проміжних теплообмінниках нагріває до 525 °С натрій 2-го контуру, що складається з 4-х петель. У парогенераторах генерується водяна пара тиском 18 МПа, температурою 420 °С. Компонівка устаткування інтегральна. В основному корпусі діаметром 21 м і заввишки 15,5 м розташовані активна зона, зона відтворювання, нейтронний захист, 4 циркуляційні насоси 1-го контуру, 2 внутрішні очисні пристрої, 8 проміжних теплообмінників і весь натрій 1-го контуру.

Корпус укладений в страхувальний кожух. На корпусі закріплені опорні ферми, на яких лежить опорна плита, що тримає всі внутрішньо-корпусні пристрої. Корпус реактора, циркуляційні насоси, проміжні теплообмінники, системи очищення підвішені до верхньої плити реактора. Активна зона діаметром 3,66 м і заввишки 1,0 м складається з 364 ТВЗ, розділених на дві підзони за збагаченню плутонієм: центральну 15 % і периферійну 18 %. Активну зону оточують 233 касети радіальної зони відтворювання, за ними 197 сталевих блоків нейтронного захисту і відбивача і далі 1076 сталевих циліндрів нейтронного захисту. Гідравлічне профілювання витрати натрію виконується для 11 зон: 6 -для паливних ТВЗ, 3 - для радіальної зони відтворювання, 2 - для регулюючих стрижнів. Сталеві болванки нейтронного захисту охолоджуються природною циркуляцією натрію. СУЗ реактора "Супер-Фенікс" складається з 21 стрижня, що має такі ж розміри, що і ТВЗ. Всі СУЗ розділено на 2 групи, розташовані кільцями в ТВЗ центральної підзони активної зони і на межі між підзонами. Механізми приводу СУЗ встановлені на пробці СУЗ, вбудованій в малу поворотну пробку.

Створення і експлуатація у Франції реактора «Супер-Фенікс-1» на швидких нейтронах для використання напрацьованого плутонію показали його економічну не конкурентоздатність. Це пов'язано з необхідністю переробки високо фонового плутонію, отриманого як в реакторах на теплових, так і в реакторах на швидких нейтронах при використанні уран-плутонієвого циклу, а також з тим, що отримане вторинне паливо містить парні ізотопи урану і плутонію, які мають великий переріз поглинання нейтронів. Відділення цих ізотопів представляє значні труднощі. Тому, не дивлячись на велику кількість лабораторних і дослідно-промислових установок для відробітку технології регенерації отриманого вторинного палива, країни Європейського співтовариства відмовилися від будівництва другого промислового реактора на швидких нейтронах «Супер-Фенікса-2». Зараз передбачається, що промислове, економічно виправдане освоєння ядерного палива, що виробляється в реакторах на швидких нейтронах, можна чекати після 2050-2060 років. Очевидно, подальший розвиток і будівництво реакторів на швидких нейтронах можливо лише після вирішення питань переробки вторинного пального.

Проект реактора на швидких нейтронах зі свинцевим теплоносієм

У листопаді 2005 р. відбулася міжнародна конференція «Розвиток атомної енергетики на основі реакторів на швидких нейтронах із замкнутим паливним циклом». У одній з доповідей був розглянутий проєкт АЕС з швидким

реактором зі свинцевим теплоносієм (БРЕСТ) і моноітريدним паливом. Аббревіатура реактора пов'язана також з тим, що він мав будуватися у Білорусії.

Використання нового палива і теплоносія (свинцю) приводить до:

- виключенню важких реакторних аварій катастрофічного рівня, головним чином за рахунок фізичних і хімічних властивостей і закономірностей, властивих паливу, теплоносію і іншим компонентам активної зони;

- створенню на плутонії, що накопичується в паливі АЕС, першого етапу енергетики великого масштабу, що не має обмежень по ресурсах дешевого палива;

- виключенню з ядерної енергетики технологій збагачення урану і виділення плутонію, найбільш небезпечних для поширення ядерної зброї;

- економічно конкурентоздатному виробництву електроенергії;

- виключенню розгону реактора на миттєвих нейтронах (запас реактивності $\Delta\rho \approx \beta_{эфф}$; $KB \approx 1$, рівноважний склад палива).

Використання у якості теплоносія такого важкого металу, як свинець, дозволяє виключити втрати теплоносія завдяки високій температурі плавлення, виключити пустотний коефіцієнт реактивності завдяки високій температурі кипіння. Свинець слабо взаємодіє з водою і повітрям (не горить і не кипить), має слабку активацію.

Моноітريدне уран-плутонієве паливо має низьку активність, високу густину і теплопровідність. Це дозволяє мати низьку температуру палива, мале газовиділення і розпухання, а також дозволяє сконструювати ТВЕЛ з розвантаженою оболонкою.

Висока теплопровідність палива дозволяє забезпечити нижчий в порівнянні з оксидним паливом рівень робочої температури ($T_{cp}=600-800\text{ }^{\circ}\text{C}$) і, як наслідок, отримати наступні позитивні якості: а) у 2-3 рази менша величина запасеної в паливі енергії, виключення аварій із закипанням натрієвого теплоносія при відключенні примусової циркуляції; б) істотно менший вихід з палива під оболонку газоподібних продуктів ділення, отже, розвантажуються від тиску оболонка ТВЕЛу; в) високий запас до критичних температур палива (фазових переходів, дисоціації, плавлення); г) невеликий потужнісний ефект при високому негативному температурному коефіцієнті реактивності.

Висока густина палива забезпечує: досягнення $KB \geq 1$ (навіть у реакторі помірної потужності і відносно невеликих розмірів). Це дозволяє працювати без запасу реактивності на вигорання і відповідних стрижнів для компенсації цього запасу, а також виключити реактивні аварії в разі несанкціонованого виведення ОР СУЗ з активної зони.

Важливими є питання підвищення економічності, пов'язані з високою густиною і теплопровідністю палива. Це дає можливість зменшити питоме паливне завантаження, перейти на ТВЕЛи більшого діаметру, зменшити їх кількість і вартість виготовлення. При $KB \geq 1$ має місце повне відтворення плутонію в активній зоні, з'являється можливість працювати з паливом

рівноважного ізотопного складу з довантаженням лише урану-238. Знімається обмеження на вигорання палива по запасу реактивності.

Робота з паливом рівноважного ізотопного складу і використання технології регенерації палива з витяганням урану і плутонію виключає на всіх стадіях паливного циклу наявність вільного плутонію (не змішаного з ураном і іншими актиноїдами). Вміст енергетичного плутонію в паливі $\leq 15\%$. У паливний цикл, у зв'язку з високою густиною палива, можна залучити більшу кількість мінорних актиноїдів без погіршення фізичних характеристик реактора, а це сприяє вирішенню проблеми радіоактивних відходів (РАО).

Деякі характеристики установки. Максимальна робоча температура теплоносія $670\text{ }^{\circ}\text{C}$ (температура кипіння свинцю $1950\text{ }^{\circ}\text{C}$). Максимальна робоча температура палива $880\text{ }^{\circ}\text{C}$ (температура плавлення мононітрідного уран-плутонієвого палива $2850\text{ }^{\circ}\text{C}$). Максимальна робоча температура оболонки $650\text{ }^{\circ}\text{C}$. Параметри другого контуру: вода зверхкритичних параметрів $t_{\text{вх}}=345\text{ }^{\circ}\text{C}$, температура перегрітої пари $525\text{ }^{\circ}\text{C}$, тиск 25 МПа . Проведені роботи підтверджують можливість створення великомасштабної АЕС з природною безпекою.

Виконані роботи по реакторній установці (РУ) БРЕСТ-300 з вказаним паливним циклом і пристанційною переробкою РАО на майданчику Білоярської АЕС, дозволяють створити унікальний ядерний енергетичний комплекс, на який ядерне паливо буде поставлено лише один раз для першого завантаження, а отримані в процесі роботи РАО після переробки і тривалого зберігання терміном ~ 150 років матимуть радіотоксичність, еквівалентну урану, що добувається, і можуть бути поховані в місцях видобутку без порушення радіаційного балансу тих місць. Таким чином, ядерні реактори з охолодженням свинцем мають певну перспективність.

Проведені експертизи проекту БРЕСТ-ОД-300, багаточисельні експериментальні роботи, конструктивні розробки не виявили принципових проблем, що перешкоджають здійсненню проекту. Проект виконаний в двох варіантах: теплова потужність реактора 700 і 2800 МВт . Результати досліджень наведені в табл. 13.1.

Таблиця 13.1 - Характеристики проекту РШН зі свинцевим теплоносієм

Показники	Найменування проекту	
	БРЕСТ-ОД-300	БРЕСТ-1200
Теплова потужність, МВт	700	2800
Електрична потужність, МВт	300	1200
Число ТВЗ в активній зоні, шт.	143	580
Діаметр активної зони, м	2100	4755
Висота активної зони, м	1100	1100

Діаметр ТВЕЛУ, мм	9,4; 9,8; 10,5;13,0	9,4; 9,8; 0,5;13,0
Паливо активної зони	UN+PuN	UN+PuN
Паливне завантаження, т	17,6	68,0
Вміст Pu, включаючи мінорні актиноїди, %	13,5	13,6
Тривалість кампанії, ефективних діб	1500	1500-1 800
Інтервал між перевантаженнями, еф. діб	300	300
Коефіцієнт використання потужності	0,82	0,85
Коефіцієнт відтворення	~1,05	~1,05
ККД нетто/брутто, %	47/43	47/43
Середня температура теплоносія на виході з активної зони, °C	540	540
Середня температура теплоносія на вході в активну зону, °C	420	420
Витрата теплоносія через активну зону, т/г	39,6	156
Максимальна швидкість теплоносія на виході з активної зони, м/с	1,68	1,7
Максимальна температура зовнішньої поверхні оболонки ТВЕЛУ з урахування факторів перегріву, °C	649	650
Те ж для внутрішньої поверхні оболонки ТВЕЛУ, °C	665	668
Кількість парогенераторів, шт.	4	8
Паропродуктивність парогенератора, т/г	370	770
Параметри пари після парогенератора: - тиск, МПа - температура, °C	25,0 525	24,5 520
Температура живильної води, °C	345	340
Кількість насосів, шт.	4	8
Регулювання у діапазоні $N_{ном}$, %	30-100	30-100
Розрахунковий ресурс реактора, років	30	60

Реактори на швидких нейтронах з газовим охолодженням

Створення конструкції корпусу реактора із заздалегідь напруженого залізобетону (ЗНЗБ) і переваги газового охолодження в реакторах ВТГР, а також недоліки натрію призвели до відродження інтересу до використовування гелію як теплоносія і в РШН. При газовому охолодженні немає необхідності в проміжному теплообміннику, гелій не пом'якшує спектр нейтронів і не поглинає їх. Це дозволяє зменшити час подвоєння, можливе збільшення зазорів

між ТВЕЛами. Гелій прозорий, хімічно інертний, не активується, в реакторах з гелієвим теплоносієм можливе отримання майже нульового коефіцієнта реактивності при зміні температури і потужності. В перспективі можливе вживання прямого газотурбінного циклу. Проте забезпечення необхідної тепловіддачі при високій густині енерговиділення вимагає більшого тиску гелію (до 10 МПа і вище) і високих енерговитрат на прокачування теплоносія. Як відомо, максимальною аварією в реакторах є порушення тепловідводу від активної зони. Імовірність раптового порушення бетонного корпусу і розриву герметизуючої оболонки в корпусах з ЗНЗБ нікчемна, тому більш імовірно порушення тепловідводу, пов'язане з виходом з ладу гелієвих газодувок або їх знеструмленням. Тому в газових реакторах на швидких нейтронах обов'язково передбачається допоміжна система охолодження, що використовує природну циркуляцію гелію або незалежні газодувки (як мінімум, дві).

У даний час жоден з РБН з газовим теплоносієм не створений, проекти таких реакторів розробляються тільки в США фірмою "Galf General Atomic" і в РФ. Стадія розробки - технічний проект. Розглядаються два типи ТВЕЛів: стрижневі і мікро ТВЕЛи. Останні є невеликими сферичними частинками з графітовим покриттям. Для підвищення тепловіддачі стрижневі ТВЕЛи на $2/3$ висоти від виходу теплоносія мають штучну шорсткість на зовнішній поверхні оболонки. Шорсткість у вигляді кільцевих виступів заввишки до 0,15 мм, шириною 0,3 мм і кроком 1-1,6 мм удвічі підвищує коефіцієнт тепловіддачі. Хоча при цьому гідравлічний опір шорсткої ділянки зростає втричі, це вигідніше, ніж добиватися такого ж підвищення тепловіддачі підвищенням швидкості. Коефіцієнт тепловіддачі пропорційний швидкості потоку в степені 0,8. Тоді, щоб підвищити коефіцієнт тепловіддачі удвічі, швидкість треба підвищити в 2,378 рази, гідравлічний опір підвищиться на всьому ТВЕЛі в 5,65 раз.

У зв'язку з великою енергонапруженістю тиск газоподібних уламків ділення під оболонкою ТВЕЛа буде достатньо високим. Тому в таких ТВЕЛах передбачається великий газовий об'єм. Розглядається також варіант ТВЕЛа з відсмоктуванням продуктів ділення з-під оболонки. В таких ТВЕЛах продукти ділення через канали в торцевих заглушках і опорних ґратах прямують у фільтр, потім в канали відсмоктувань опорних ґрат і розбавляються гелієм. Це запобігає випаданню компонентів, що конденсуються, в тракці відсмоктування і дозволяє уникнути витоків продуктів ділення навіть при порушенні щільності оболонки.

Газ протікає через шар мікро ТВЕЛів, що дає можливість підвищити температуру теплоносія до допустимої температури мікро ТВЕЛів. Для зниження гідравлічного опору зменшується товщина шару мікро ТВЕЛів. При вживанні мікро ТВЕЛів використовуються ТВЗ каналної конструкції, при якій мікро ТВЕЛи знаходяться в просторі між двома пористими гільзами. Гелій підводиться в простір між зовнішніми оболонками сусідніх ТВЗ, проходить в радіальному напрямі зовнішню оболонку, шар палива, внутрішню керамічну пористу гільзу і відводиться через центральний канал. Зовнішня гільза може бути виконана з сітки або перфорованої металеві трубки. Можливі і інші конструкції ТВЗ з мікро ТВЕЛами. Якщо температура гарячого гелію не

перевершує 650-700 °С, допустиме вживання стрижневих ТВЕЛів в оболонці з неіржавіючої сталі.

Для перевірки основних технічних рішень реактора з гелієвим теплоносієм в СРСР був виконаний технічний проект дослідно-промислової АЕС з реактором БГР-300. АЕС виконана з двоконтурною схемою: 1-й контур гелієвий з тиском 16 МПа, 2-й - пароводяний. Компоновка інтегральна (рис. 13.3). Все устаткування 1-го контуру розміщено в корпусі з ЗНЗБ, який укладений в герметичну захисну оболонку, розраховану на тиск гелію до 0,3 МПа і яка забезпечує аварійне розхолодження реактора.

Перший контур складається з 4-х основних петель і 4-х петель допоміжної системи охолодження, що включає теплообмінник розхолодження, допоміжну газодувку і інжектор в кожній петлі, що забезпечують аварійне розхолодження реактора. Активна зона розміщена в центральній порожнині корпусу і складається з 108 шестигранних касет. В кожній касеті знаходяться 216 стрижневих ТВЕЛів. Висота паливного сердечника ТВЕЛа, набраного з втулок з двоокису урану чи плутонію зовнішнім діаметром 6 мм, внутрішнім 2,4 мм, складає 1 м. В одній оболонці з паливним сердечником зверху і знизу від нього розташовані таблетки відвального двоокису урану, які утворюють верхню і нижню зони відтворення висотою по 500 мм кожна. В холодній частині ТВЕЛа передбачений об'єм для збору газоподібних продуктів ділення. Навкруги активної зони трьома рядами розташовано 144 касети зони відтворення, аналогічні ТВЗ, що містять 126 ТВЕЛів, заповнених відвальним UO_2 .

За зоною відтворення розміщено внутрішнє сховище відпрацьованих ТВЕЛів з 127 касет, оточене блоками відбивача. Для вирівнювання поля енерговиділення активна зона розділена на дві підзони з малим і великим збагаченням. СУЗ реактора включає касети автоматичного регулювання, компенсації температурного ефекту і вигорання палива і аварійного захисту. Всі касети СУЗ переміщуються в активній зоні в спеціальних спрямовуючих кожухах. Приводи СУЗ розташовані в бетонному корпусі під активною зоною, переміщення касет здійснюється зверху через кришку реактора.

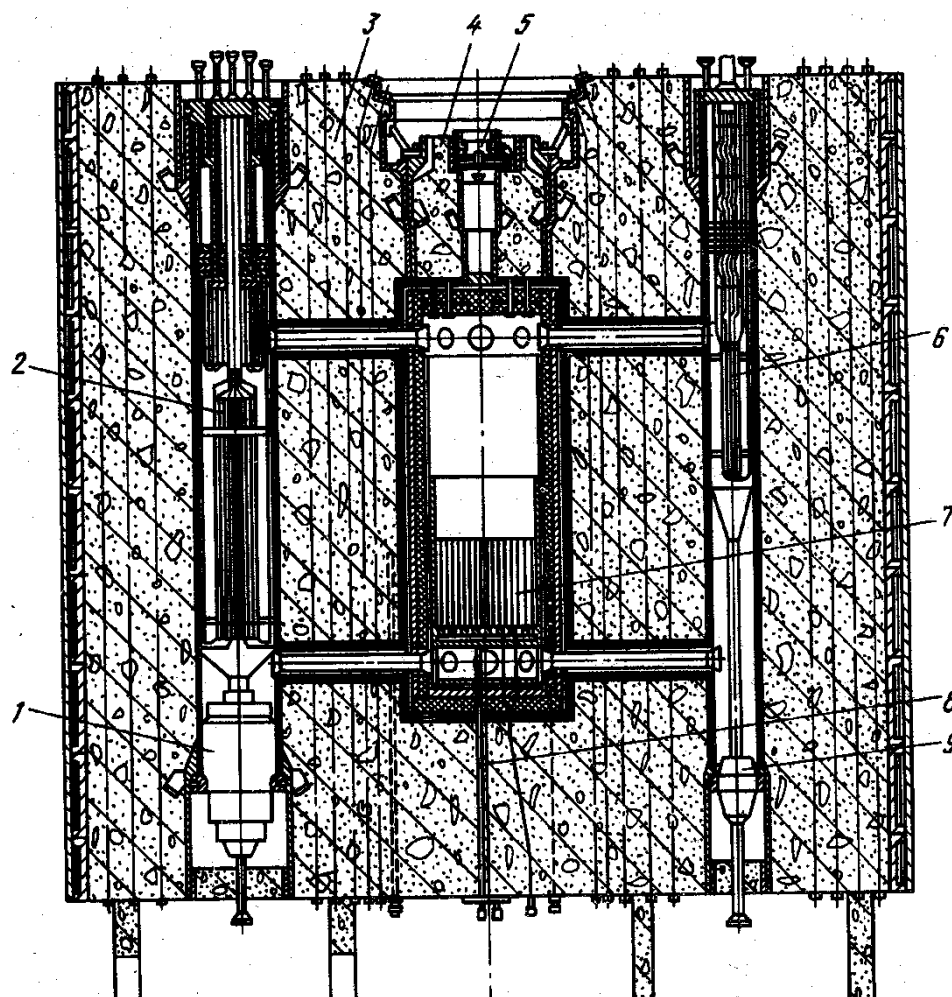


Рис. 13.3 - Вертикальний перетин реактора БГР-300:

- | | |
|------------------------|------------------------------------|
| 1 - основна газодувка; | 6 - теплообмінник розхоладжування; |
| 2 - парогенератор; | 7 - активна зона; |
| 3 - корпус; | 8 - привід СУЗ; |
| 4 - кришка; | 9 - допоміжна газодувка. |
| 5 - замковий пристрій; | |

Аналогічний проект виконаний фірмою "Gulf General Atomic" з реактором на швидких нейтронах потужністю 300 МВт. Схема 2-го контуру АЕС відрізняється від звичайно вживаних схем тим, що пара виробляється в парогенераторі з параметрами 20 МПа і 468 °С і поступає на парову турбіну для приводу газодувки основної петлі 1-го контуру, а після неї з параметрами 9,2 МПа і 360 °С поступає на пароперегрівач. На основну турбіну пара поступає з параметрами 495 °С і 8,4 МПа. Система охолодження містить три основні петлі і три допоміжні, що включають допоміжну газодувку з електроприводом і теплообмінник для розхоладження реактора при його тривалій стоянці.

Парогенератори, теплообмінники і газодувки розміщені в шести вертикальних порожнинах в стінках корпусу реактора з ЗНЗБ, що оточують активну зону. Стіни бетонного корпусу захищені від теплового і радіаційного випромінювання захистом з двох шарів: перший із сталевих блоків, другий - з порожнистих металевих циліндрів, заповнених графітом. Гелій проходить

активну зону і зону відтворювання зверху вниз, потім поступає на парогенератори, проходячи спочатку вгору по центральній трубі, потім вниз, омиваючи пучки труб, далі навкруги оболонок з пучками труб підіймається вгору до газодувки, які нагнітають його у верхню напірну камеру над активною зоною.

Активна зона набирається з шестигранних ТВЗ, закріплених у верхній несучій плиті. Активну зону оточують два ряди касет зони відтворення, в якій 93 касети. Всі збірки мають однакові розміри і геометрію: висота 3050 мм, розмір під ключ 165 мм. ТВЗ розташовані з кроком 171 мм, товщина оболонки чохла касети 1,15 мм. ТВЕЛ стрижневого типу з втулками з суміші двоокису урану і двоокису плутонію. В реакторі застосовуються вентильовані ТВЕЛ, в яких для уловлювання продуктів ділення є пастки з деревного вугілля в кожному ТВЕЛі і вторинна кільцева пастка у верхній частині збірки. Завдяки відсмоктуванню продуктів ділення тиск під оболонкою ТВЕЛа на 0,2 МПа нижче за тиск теплоносія. Вирівнювання енерговиділення по радіусу активної зони здійснюється різним збагаченням палива: воно коливається від 14,7 % в центрі до 22,1 % на периферії. В активній зоні виділено 4 підзони по збагаченню. При цьому коефіцієнт нерівномірності енерговиділення по радіусу складає 1,3.

Для забезпечення необхідної витрати гелію через кожну збірку в її нижній частині розташований спеціальний дросельний пристрій. Збірки зони відтворення містять 127 елементів більшого в порівнянні з ТВЕЛама активної зони діаметру. Перевантаження реактора здійснюється знизу перевантажувальною машиною. СУЗ реактора складається з 27 управляючих збірок, аналогічних за формою ТВЗ. Приводи СУЗ розташовані над реактором. Стрижні СУЗ діляться на дві групи: 21 стрижень управління і 6 стрижнів аварійного захисту.

Основні характеристики проектів реакторів на швидких нейтронах з гелієвим теплоносієм приводяться в табл. 13.2.

Таблиця 13.2 - Характеристики РІШН з гелієвим теплоносієм

Характеристика	БГР-300	CGFR-300	CGFR-1000	GBR-4
Теплова потужність, МВт	810	826	2700	3400
Електрична потужність, МВт	300	300	1000	1200
Компоновка реактора	Інтегральна, в корпусі з ПНЖБ			
Тиск гелію, МПа	16,0	8,5	12,0	9,0
Температура гелію на вході, °С	280	313	273	260
Температура гелію на виході, °С	630	542	555	560
Число ТВЗ в активній зоні	108	118	-	-
Діаметр ТВЕЛа, мм	6,9	7,2	8,2	7,7
Товщина оболонки ТВЕЛа, мм	0,4	0,5	0,55	0,35

Число ТВЕЛів в ТВЗ	216	271	270	321
Середня енергонапруженість активної зони, МВт/м ³	350	235	270	210

Література

1. Верхівкер Г.П., Кравченко В.П. Основи розрахунку та конструювання ядерних енергетичних реакторів. – Одеса: ТЕС, 2009.
2. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы. – К.: КПИ, 1997. С. 195.

Контрольні питання до лекції 13

1. Яка компоновка БН-350 та БН-600?
2. Чому перевантаження РШН з натрієвим теплоносієм здійснюється за допомогою двох пробок, а не знімається кришка?
3. В чому перевага свинця перед натрієм?
4. В чому перевага вісмуту як теплоносія для РШН?
5. В чому перевага гелію перед рідкими металами?
6. Який вид ядерного палива використовується для СВБР?
7. Яким чином здійснюється дистанціювання твелів у ТВЗ і чому не використовуються дистанціонуючі решітки?
8. В якому реакторі більше запас реактивності, у ВВЕР чи РШН?
9. Перевантаження ТВЗ з зони витримки відпрацьованих ТВЗ виконується на реакторі, що працює чи зупинений?
10. Над рівнем натрію в реакторі знаходиться газ. Який і для чого?
11. Як відрізнити твел активної зони від твелу зони відтворення?

Лекція 14. Стан та розвиток ТВЗ для реакторів ВВЕР-1000.

Мета лекції: Ознайомлення з історією розвитку ТВЗ реакторів ВВЕР та конструкцією сучасних ТВЗ.

План лекційного заняття	1. Загальні характеристики. 2. Особливості роботи. 3. Розвиток ТВЗ реакторів ВВЕР1000, альтернативна ТВЗ, ТВЗW, ТВЗWR
-------------------------	---

Модернізована касета (рис. 14.1) має конструкцію головки, яка виключає перетиск касети в умовах непроєктних відхилень допусків на ВКП і їх збиранні в реакторі. Реалізація цих положень здійснюється за рахунок конструктивної зміни схеми взаємодії головки і напрямних каналів і розміщення в головці пружин з меншою жорсткістю і великим, в порівнянні з пружинами серійної касети, ходом до зіткнення витків.

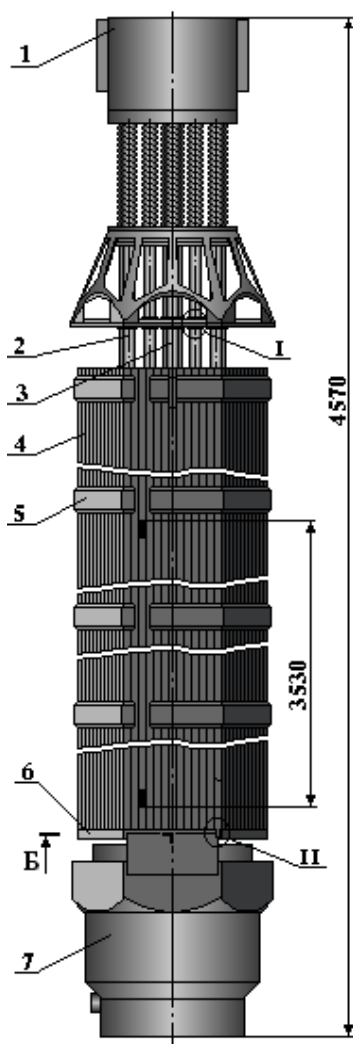


Рис. 14.1 - Конструкція касети з модернізованою головкою:

- 1 - головка;
- 2 - 18 НК;
- 3 - труба центральна;
- 4 - 312 ТВЕЛів;
- 5 - 15 дистанційних ґрат;
- 6 - ґрата нижня;
- 7 - хвостовик.

У зв'язку із зауваженнями, пов'язаними з викривленнями ТВЗ, а також з відставанням за техніко-економічними показниками російських ТВЗ від світового рівня, у 1995 році було ухвалено рішення про розробку **альтернативної** конструкції ТВЗ з покращеними характеристиками для використання в активних зонах реакторів ВВЕР-1000. Аналіз умов роботи і експлуатаційного досвіду вітчизняних і зарубіжних ТВЗ, а також результатів післяреакторних досліджень відпрацьованих ТВЗ показав, що формозміна, яка приводить до аномалій в роботі ПС СУЗ, є наслідком цілого ряду чинників конструктивного, технологічного і експлуатаційного характеру. До них, зокрема, відносяться:

1. нерівномірність виділення енергії, температур, потоку нейтронів по радіусу і висоті ТВЗ;
2. нерівномірність вигорання і подовження ТВЕЛів;
3. розкид зусиль затискання ТВЕЛів в дистанційних ґратах (ДГ);

4. значні осьові зусилля, що діють на ТВЗ від притискних пружин;
5. сильна залежність стійкості ТВЗ без чохла від жорсткості пучка ТВЕЛів, яка визначається величиною натягу в системі "ТВЕЛ-осередок ДГ" і знижується в процесі роботи ТВЗ через "усихання" ТВЕЛів.

При розробці концепції альтернативної ТВЗ (ТВЗА) головна увага була спрямована на зведення до мінімуму негативних наслідків термомеханічної і радіаційної дії на геометричну стабільність касети. Пропонована конструкція альтернативної збірки займає певною мірою проміжне положення між чохловими ТВЗ реактора ВВЕР-1000 5-го блоку НВАЕС і штатними безчохловими ТВЗ серійного реактора ВВЕР-1000.

Зупинимося на конструкції ТВЗА (рис. 14.2), де реалізовані наступні технічні рішення:

1. введений постійно діючий силовий каркас;
2. застосовані оптимізовані дистанціюючі ґрати (ДГ) (рис. 14.3), що забезпечують зменшену взаємодію в парі "ТВЕЛ-осередок ДГ";
3. забезпечена "однорідність" ТВЗА за рахунок використання на висоті активної зони конструкційних матеріалів одного класу (цирконієві сплави);
4. як матеріал куточків каркаса і напрямних каналів (НК) застосований цирконієвий сплав Е635, що має підвищені, в порівнянні із сплавом Е110, механічні властивості і радіаційну стійкість. Вміст легуючих елементів в сплаві Е635 (% мас.): ніобій (0,95-1,05), олово (1,2-1,3), залізо (0,34-0,4);
5. СК мають можливість терморадіаційного зростання, незалежного один від одного, а осьове навантаження розподіляється на всі 18 СК за рахунок застосування головки спеціальної конструкції і забезпечення зазору між НК і осередками ДГ.

Основні технічні характеристики ТВЗА наведені в табл. 14.1. ТВЗА складається з наступних основних частин: головки, силового каркаса, пучка ТВЕЛів, хвостовика.

Силовий каркас, що забезпечує жорсткість і міцність, утворюють 15 дистанційних ґрат (ДГ) із сплаву Е110 і 6 куточків із сплаву Е635, до яких ДГ приварені контактною точковою зваркою. Куточки каркаса кріпляться до хвостовика (з неіржавіючої сталі) гвинтами. Центральна труба (ЦТ), що служить для розміщення збірок КНВ, і 18 напрямних каналів (НК) кріпляться різьбовими з'єднаннями до нижньої ґрати, яка за допомогою шести сталевих пластин приварюється до хвостовика.

Для підкріплення ґрати в хвостовику є опорна конструкція з 3-х ребер. Силовий каркас сприймає навантаження від внутрішніх сил, що викликаються тертям ТВЕЛів в осередках ДГ при терморадіаційному зростанні, і вигинаючих моментів напрямних каналів, що виникають під дією зусиль від притискних пружин.

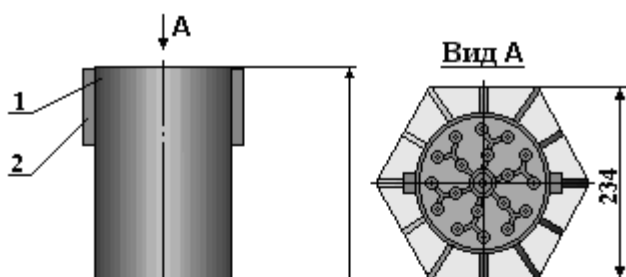


Рис. 14.2 - Загальний вид альтернативної ТВЗ (ТВЗА):
1 - головка;

- 2 - шпонка, 2 шт.;
- 3 - ребро, 6 шт.;
- 4 - плита, 1 шт.;
- 5 - труба напрямна, 18 шт., сплав E635;
- 6 - труба центральна, 1 шт., сплав E635;
- 7 - куточок, 6 шт.;
- 8 - ТВЕЛ, 312 шт.
- 9 – хвостовик.

Таблиця 14.1 - Основні технічні характеристики ТВЗА

Найменування характеристики	Од. вим.	Значення
Вага ТВЗА, кг	кг	730
Сітка розташування ТВЕЛів	-	трикутна
Крок між ТВЕЛАми	мм	12,75
Зовнішній діаметр ТВЕЛа	мм	9,1
Кількість ДГ	шт.	15
Висота осередку ДГ	мм	20
Максимальний розмір "під ключ" по куточках	мм	234,8
Зовнішній діаметр/товщина стінки СК	мм	12,6/0,85
Зовн. діам./товщина стінки центр. труби (ЦТ)	мм	13,0/1,0
Конструкційні матеріали: - деталі головки і хвостовика - СК, центральна труба, куточки - ДГ - притискні пружини - оболонка ТВЕЛів	-	08X18H10T Сплав E635 Сплав E110 ЕК-173-ІД Сплав E110/E635

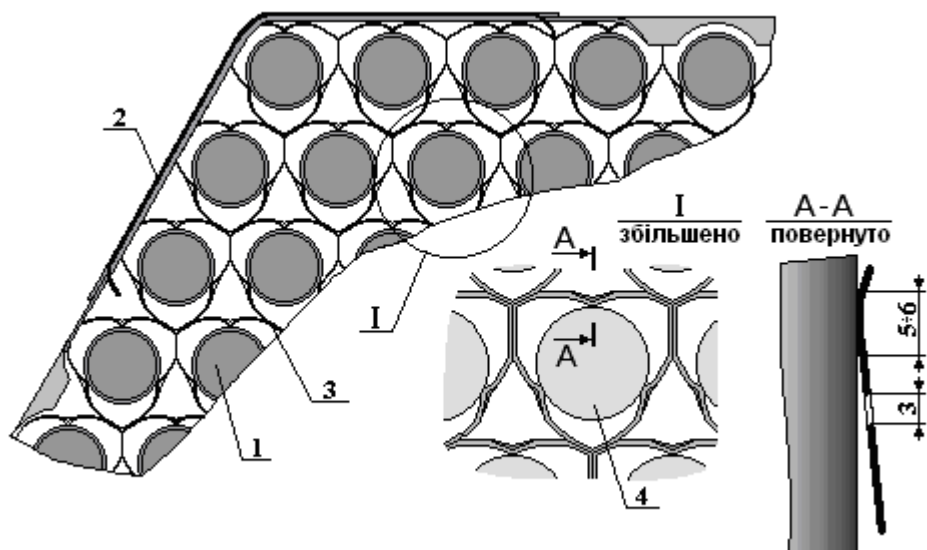


Рис. 14.3 - Дистанційна грата:

- | | |
|--------------------------|--|
| 1 - ТВЕЛ, сплав E110; | 3 - елементи ДГ, сплав E110; |
| 2 - куточок, сплав E635; | 4 - перетин дистанційних ґрат за висотою |

Силовими елементами, що сполучають головку і хвостовик і що сприймають навантаження при транспортній-технологічних операціях, служать 18 направляючих каналів.

Пучок ТВЕЛів - набраний з 312 ТВЕЛів циліндрового типу діаметром 9,1 мм, розташованих в кутах правильної трикутної сітки з кроком 12,75 мм. Дистанціювання ТВЕЛів здійснюється за допомогою п'ятнадцяти ДГ стільникового типу із сплаву E110, конструктивно аналогічних ДГ серійних ТВЗ ВВЕР-1000, але оптимізованих за величиною зусилля протягання ТВЕЛів через осередки ДГ за рахунок зменшення поверхні контакту ТВЕЛа з ДГ і зменшення натягу в системі "ТВЕЛ - осередок ДГ". У кожному осередку ґрат замість однієї з трьох жорстких дистанціюючих виштамповок передбачена пружинка, що підтіскає ТВЕЛ. Для виключення деформації ДГ в осьовому напрямі при радіаційному "зростанні" ТВЕЛів кожна ДГ в місцях проходок НК підкріплена втулками. Закріплення ТВЕЛів для оберігання від осьових переміщень здійснюється в перфорованій плиті хвостовика за допомогою нижніх заглушок ТВЕЛів, розітнутих в подовжньому напрямі. У збірці ТВЗА застосовуються гладко стержневі ТВЕЛи (рис. 14.4), розроблені на основі серійного ТВЕЛа.

ТВЕЛ складається з оболонки, заглушок (верхньої і нижньої), набору паливних таблеток, пружинного фіксатора і проставки. У якості матеріалу оболонки і заглушок ТВЕЛу передбачено використання як сплаву E110, так і сплаву E635. Оболонка ТВЕЛу має зовнішній діаметр 9,1 мм, внутрішній діаметр 7,73 мм. Як ядерне паливо використовуються таблетки діоксиду урану густиною $10,4 \div 10,7 \text{ г/см}^3$, зовнішнім діаметром 7,57 мм і зменшеним діаметром центрального отвору - 1,4 мм. Таблетки мають фаски, що знижують взаємодію палива з оболонкою і зменшують сколи таблеток при завантаженні. Для зниження внутрішнього тиску газоподібних продуктів ділення у верхній частині ТВЕЛа передбачений газозбірник. Висота паливного стовпа 3530 мм. Фіксація

паливного стовпа у заданому положенні здійснюється пружинним фіксатором. Герметизація ТВЕЛів здійснюється з обох кінців заглушками за допомогою контактної-стикової зварки. Тиск гелію при заповненні ТВЕЛа - 2 МПа.

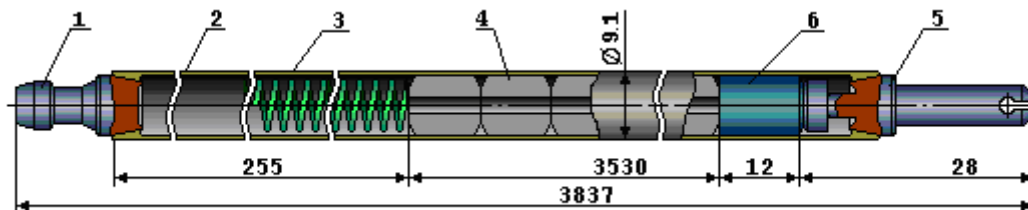


Рис. 14.4 - Тепловідляючий елемент ТВ3А:

- | | |
|---|---------------------------------------|
| 1 - заглушка верхня, сплав E110 (E635); | 4 - таблетка; |
| 2 - оболонка, сплав E110 (E635); | 5 - заглушка нижня, сплав E110(E635); |
| 3 - фіксатор, сплав ЭК-173-ИД; | 6 - проставка, сплав E635. |

Відмінності ТВЕЛу ТВ3А від ТВЕЛа штатної ТВ3:

1. наявність шести куточків каркасу;
2. введений пружинний фіксатор;
3. матеріалом оболонки і кінцевих деталей разом із сплавом E110 є сплав E635;
4. зменшений діаметр центрального отвору таблетки;
5. наявність твегів – твелів з гадолінієм;
6. пристрій на уникнення пельного ефекту.

Можлива заміна частини ТВЕЛів на ТВЕГи, тобто ТВЕЛи з уран-гадолінієвим паливом. Гадоліній виконує роль оксидного вигоряючого поглинача. Геометричні характеристики ТВЕГів співпадають з геометричними характеристиками ТВЕЛів.

Масова концентрація оксиду гадолінію в ТВЕГ складає 5 %. Паливні таблетки із зовнішнім діаметром 7,57 мм мають центральний отвір діаметром 1,5 мм. Використовуються паливні таблетки з посиленими допусками і підвищеними вимогами на вигляд, доспікаємості, пористості, розміру зерна і таке інше. Таблетки мають фаски. Проставка з цирконієвого сплаву призначена для підняття стовпа палива до рівня, що існує в штатному ТВЕЛі ВВЕР-1000. Фіксація паливного стовпа в заданому положенні здійснюється пружинним фіксатором із сплаву ЭК-173-ИД. Тиск гелію при заповненні складає 2 МПа.

Одним з методів контролю стану активної зони є визначення підігрівів теплоносія в ТВ3. У системі ВРК реактора ВВЕР-1000 реєструються температури теплоносія на виході з 95 ТВ3 за допомогою термопар, встановлених у нижній плиті БЗТ. Після виходу з пучка ТВЕЛів основна частина теплоносія поступає в ділянку між головками ТВ3, а решта теплоносія поступає у верхню частину головки ТВ3 через отвори верхньої плити головки ТВ3 в область розміщення термопар. У верхню частину головки ТВ3 поступають також протічки теплоносія по СК і центральній трубі. Ця частина теплоносія може мати знижену температуру в порівнянні з температурою теплоносія після виходу з пучка ТВЕЛ. Це приводить до заниження показань

вихідних термопар (“ПЕЛЬний ефект”). Наявність “ПЕЛЬНОГО ефекту” знижує якість контролю за станом активної зони.

З метою поліпшення контролю підігріву теплоносія в ТВЗ була розроблена модернізована головка ТВЗА (рис. 14.5) із спеціальними каналами (3 шт.), що забезпечують надходження теплоносія після виходу з пучка ТВЕЛів безпосередньо до термопар.

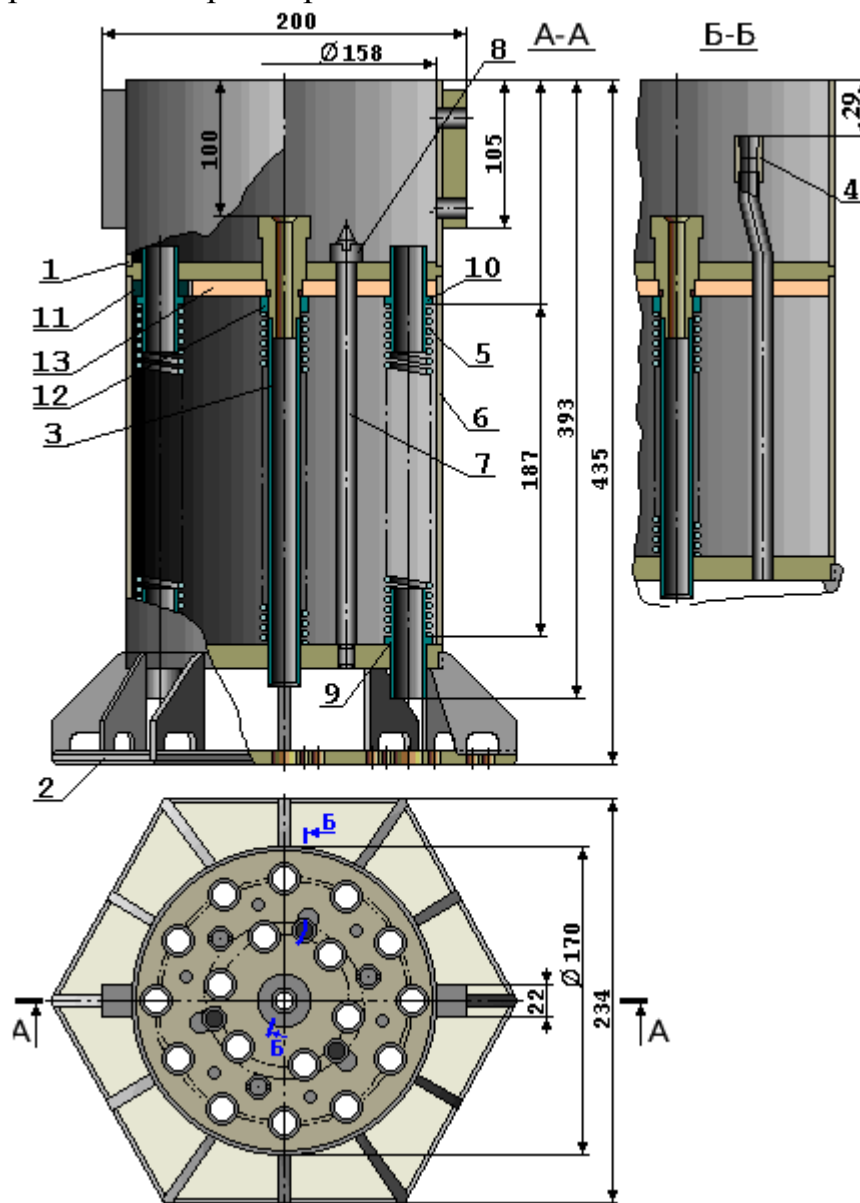


Рис. 14.5 - Модернізована головка ТВЗА:

- | | |
|---|---------------------|
| 1 - вузол головки; | 7 - шпилька, 3 шт. |
| 2 - ґрата головки, 1 шт.; | 8 - гайка, 3 шт. |
| 3 - втулка центральна, 1 шт.; | 9 - втулка, 18 шт. |
| 4 - канал для підведення теплоносія з пучка ТВЕЛів до датчика термоконтролю, 3 шт.; | 10 - втулка, 18 шт. |
| 5 - пружина, 19 шт.; | 11 - шайба, 3 шт.; |
| 6 - обичайка, 1 шт.; | 12 - гайка, 1 шт.; |
| | 13 - плита, 1 шт. |

Канал виконаний у вигляді труби і сопла на виході з неї. Сопло має конусне розширення і розміщується поблизу від термопар (посередині між

двома можливими радіусами її розташування). Таким чином, за рахунок використання трьох спеціальних каналів забезпечується безпосереднє надходження теплоносія з вихідної ділянки ТВЗА до вихідної термопари. На АЕС термопари для контролю температури теплоносія на виході з ТВЗ розміщуються в камері, яка утворена нижньою плитою БЗТ і верхньою частиною головки ТВЗ. Залежно від місця установки ТВЗ отвір розташований на двох можливих радіусах 32,5 мм або 43,5 мм. Конструктивно БЗТ виконаний таким чином, що над 61 ТВЗ з ПС СУЗ розміщуються чохлові труби діаметром 180 мм, над частиною ТВЗ для захисту термопар використовуються захисні труби діаметром 108 мм і 33 мм.

У нижній плиті БЗТ над головою ТВЗ з ПС СУЗ є профільований отвір для їх проходу. Нижня плита БЗТ має також різні отвори над ТВЗ для проходу основної частини теплоносія. Отвори, виконані в нижній плиті БЗТ, частково можуть сполучатися з верхньою камерою головок ТВЗ без ПС СУЗ. Основна частина теплоносія після виходу з пучка ТВЕЛів поступає в простір між головками ТВЗ і далі через отвори в нижній плиті БЗТ - в ділянку міжтрубного простору БЗТ.

З вихідної камери головки ТВЗ теплоносії потрапляє у захисні труби (розміщені над ТВЗ з ПС СУЗ і ТВЗ середньої частини активної зони) і в міжтрубний простір БЗТ (з головок периферійних ТВЗ).

З метою вдосконалення конструкції ТВЗА і забезпечення можливості збирання-розбирання пучка ТВЕЛів застосовується цанговий вузол кріплення головки на напрямних каналах. Заміна кріплення головки ТВЗА на цангове не змінює габаритних і приєднувальних розмірів головки ТВЗА і не впливає на проведення транспортно-технологічних операцій з ТВЗА. Застосування цангового кріплення дозволяє проводити монтаж-демонтаж головки з подальшою можливою заміною негерметичних ТВЕЛів на цирконієві витискувачі.

На українських АЕС зараз використовуються ТВЗ двох виробників: російської корпорації «ТВЕЛ» та американської компанії "Westinghouse". Останні отримали позначення ТВЗ-W та ТВЗ-WR. Перша в результаті дослідної експлуатації була визнана невдалою. В другій відпрацьовані всі недоліки і саме вона зараз використовується на українських АЕС. Конструкція ТВЗ-WR аналогічна базовій ТВЗ без куточків. Замість сплаву E635 використовується циркалой. Паливні таблетки у ТВЗ-WR не мають отвору. Враховуючи більший діаметр таблетки та відсутність отвору ці ТВЗ дозволяють довше працювати реактору, чи при тій же довжині кампанії зробити менше збагачення. Тут також використовується профілювання твелів в ТВЗ для вирівнювання нейтронного потоку. Зменшене збагачення використовується на периферії ТВЗ, оскільки саме в міжкasetному просторі вода є джерелом теплових нейтронів і там буде максимальний нейтронний потік, що компенсується зниженням збагачення периферійних твелів.

Література

1. Верхівкер Г.П., Кравченко В.П. Основи розрахунку та конструювання ядерних енергетичних реакторів. – Одеса: ТЕС, 2009.
2. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы. – К.: КПИ, 1997. С. 205-225.

Контрольні питання для лекції 14

1. Яка основна проблема з'явилася у 80-х роках з ТВЗ?
2. Який матеріал використовується для оболонок твелів?
3. Що являє собою силовий каркас в базовій ТВЗ?
4. Який матеріал використовується для виготовлення напрямних труб, центральної труби та дистанційних ґрат в базовій ТВЗ і в ТВЗА?
5. Які основні відміни ТВЗА від базової ТВЗ?
6. Який отвір в таблетках у ТВЗА?
7. Яка відмінність фіксатору таблеток у ТВЗ та ТВЗА?
8. Яка частина головки є рухомою? Верхня чи нижня?
9. Що таке пельний ефект?
10. Що таке твеги? Для чого вони використовуються?
11. Яка різниця сплавів Е110 та Е635? Який сплав є більш міцним?
12. В центральній трубі та напрямних каналах в нижній частині є отвори. Для чого вони?

Лекція 15

Реактори нового покоління: AP1000. Малі модульні реактори. Рідкосільові реактори

Мета лекції: Ознайомлення з сучасними проєктами реакторних установок

План лекційного заняття	1. Основні шляхи підвищення безпеки АЕС з реакторами ВВЕР. 2. Реактори нового покоління: AP-1000, EPR-1600. 3. Малі модульні реактори 4. Рідкосільові реактори
-------------------------	---

Після Чорнобильської аварії пріоритетною задачею ядерної енергетики стало підвищення надійності і безпеки як існуючих, так і знов створюваних реакторів. В ядерній енергетиці існує поняття максимальної проектної аварії (МПА), за яку приймається розрив головного трубопроводу 1-го контуру. При такій аварії теплоносій, що витікає випаровується, і тиск усередині гермооболонки підвищується. Щоб не припуститися руйнування будівлі і викиду радіоактивних продуктів ядерних реакцій в навколишнє середовище, передбачаються спеціальні розривні клапани, що перепускають пару при підвищенні тиску усередині будівлі в спеціальні приміщення, де знаходяться барботажні баки з водою для конденсації пари або льодові конденсатори. В СНД на АЕС з ВВЕР-1000 передбачається герметична циліндрова оболонка реакторного відділення з куполоподібним верхом, розрахована на внутрішній тиск 0,5 МПа. Для запобігання підвищення тиску понад це значення під куполом оболонки передбачається спеціальна спринклерна система, в яку подається холодна борована вода. На краплях цієї води відбувається конденсація пари, що утворюється з теплоносія.

Розрахункова максимальна проектна аварія за своїм характером може бути ототожнена з вибухом, оскільки протікає в дуже короткий час і супроводжується великим виділенням енергії. Оскільки при цьому всередині герметичної оболонки можуть з'явитися предмети, що "летять": деталі устаткування, трубопроводів або будівельних конструкцій - під куполом є спеціальні козирки, що гасять кінетичну енергію цих предметів і захищають оболонку від розгерметизації. В герметичній частині реакторного відділення розміщується все устаткування 1-го контуру, як основне, так і допоміжне. Подібні ж рішення характерні і для зарубіжних АЕС з крупними блоками. Перш за все, загальноприйнятою є тенденція вживання моноблоків, при цьому кожний моноблок розміщується в окремій будівлі. Будівля реакторного відділення має подвійну оболонку: первинну протиаварійну сферичної форми із сталі діаметром 50-60 м, вторинну залізобетонну циліндрової форми. На АЕС ФРН в сферичній оболонці, крім основного устаткування, розташовується також склад свіжого і відпрацьованого палива. На АЕС США паливні склади розміщуються зовні оболонки. На деяких станціях внутрішня сферична оболонка

розміщується ексцентрично по відношенню до зовнішньої оболонки, і між оболонками встановлюється достатньо крупне устаткування, аж до басейну зберігання свіжих і відпрацьованих ТВЗ. Розрахунковий тиск усередині таких захисних оболонок коливається в межах 0,5-0,65 МПа, сейсмічність до 7-9 балів.

Проте всі ці компоновки не вирішують питання про попередження проектних і запроектних аварій, а тільки вирішують питання захисту і мінімізації збитку від вже виниклих аварій. Тому надзвичайно актуальним є створення такої конструкції реактора, яка практично виключала б саму можливість розриву основних трубопроводів 1-го контуру, тобто найважчої аварії. Цим вимогам частково відповідають AP1000 та EPR-1600.

Реактор AP1000 (Advanced Passive)

У США розроблений енергоблок підвищеної безпеки AP1000. Цей блок має двоконтурну схему з реактором типу PWR потужністю 1100 МВт(е) з пасивними характеристиками безпеки і істотними спрощеннями, направленними на поліпшення будівництва, експлуатації і обслуговування. Основна особливість блоку AP1000 - простота. Блок має на 60 % менше клапанів, на 75 % менше трубопроводів, на 80 % менше управляючих кабелів, на 35 % менше насосів і на 50 % менший об'єм сейсмостійкої будівлі, ніж звичайний реактор PWR. Система безпеки AP1000 включає пасивне уприскування води в 1-й контур, пасивне відведення залишкового тепловиділення і пасивне охолодження гермооболонки. Пасивні системи не тільки підвищують безпеку - вони також спрощують системи нормальної експлуатації, їх обслуговування і експлуатацію, полегшують ліцензування, зменшують об'єм дій оператора у разі малоїмовірної аварії. Пасивні системи безпеки використовують тільки природні сили (силу тяжіння, природну циркуляцію, стислий газ і таке інше). Ці системи безпеки не потребують насосів, вентиляторів, дизелів, холодильників або іншого механічного устаткування, тобто відсутня необхідність в джерелах змінного електричного струму, що забезпечують безпеку. При автоматичному включенні систем безпеки регулювання проводиться кількома простими клапанами: живлення їм потрібне, щоб знаходитися в нормальному закритому положенні. Втрата живлення призводить до їх відкриття і здійснюється за рахунок пружин, стислого газу або акумуляторів.

Система охолодження реактору складається з 2-х контурів. Кожний контур включає парогенератор, два ГЦН, одну гарячу нитку і дві холодні для циркуляції теплоносія. Є також компенсатор тиску, трубопроводи для з'єднання устаткування, клапани і КВП. Устаткування реактору і парогенераторів розташовано в гермооболонці, інше - в допоміжній будівлі. Обидві ці будівлі розташовані на одній сейсмостійкій конструкції, що знижує сейсмічну дію. Всі основні компоненти установки AP-1000 перевірені на працюючих реакторах, окрім ГЦН, які є невеликим удосконаленням перевірених насосів. Конструкція реактору і парогенератора по суті така ж, як у реакторів і парогенераторів фірми Westinghouse, за винятком того, що замість 3-4 петель використовуються дві. В активній зоні застосовуються грати із сплаву Zircaloy, знімні головки ТВЗ і

досягається більше вигорання. Активна зона AP-1000 містить 157 ТВЗ завдовжки 4,27 м (кількість стрижнів 17x17). Зона має коефіцієнт запасу до кризи тепловіддачі при аваріях з втратою теплоносія 1,15.

В AP-1000 застосовуються 4 герметичні насоси для забезпечення циркуляції теплоносія. Для холодного пуску застосовується контролер зміни швидкості насоса з метою компенсації зміни густини води.

Малі модульні реактори (ММР, потужність менша чи рівна 300 МВт)

За даними ООН дефіцит прісної води в світі (включаючи сільськогосподарські і промислові потреби) оцінюється в 230 млрд. м³ на рік. До 2025 року дефіцит прісної води збільшиться до 1,3 - 2,0 трлн. м³ на рік. Одним з основних перешкод для розвитку цього ринку є висока енергоємність процесу опріснення. З цієї причини в багатьох випадках вироблена прісна вода виявляється занадто дорогою для масового застосування в промисловості і сільському господарстві.

Створення енергоопріснювального комплексу, що складається з енергоблоку і опріснювача з мінімумом будівельних робіт на березі є найбільш ефективним рішенням завдання забезпечення прісною водою і електроенергією багатьох прибережних населених пунктів і промислових районів Азії та Африки. Радикальним рішенням забезпечення прісною водою є створення в прибережних районах виробництв для опріснення морської води. В умовах, коли інші, менш дорогі, способи отримання прісної води вже використані, цей метод є найкращою альтернативою постачання водою берегових територій.

В розробці ММР приймають участь багато країн. Найбільш проробленим є проект Nuscale Power потужність 924 МВт, який складається з 12 модулів по 77 МВт. У якості ММР можуть бути розглянуті і транспортні ЯЕУ, які вже добре зарекомендували себе у криголамному та підводному флоті. Україна уклала угоду про будівництво 20 ММР типу SMR-160 (Holtec International).

Перспективу має підземне розташування реакторної частини, що спрощує біологічний захист та остаточне захоронення після закінчення терміну експлуатації.

ММР мають підвищену безпеку через природну циркуляцію теплоносія та використання пасивних систем безпеки.

Для спрощення вибору ділянки для розташування та незалежності від наявності джерела води ММР можуть постачатися з “сухими” градирнями, де охолоджуюча вода не розбризкується в повітрі, як звичайно, а йде по трубах. В цьому випадку вакуум в конденсаторі погіршується та ККД циклу зменшується, але нема втрат води на підживлення, що сьогодні при відсутності та високій вартості води суттєво впливає на економічні показники.

Рідкосільові реактори

В реакторах цього типу паливо і теплоносії поєднуються. Хоча такі реактори не набули поширення в даний час, позитивний досвід роботи єдиної великомасштабної експериментальної установки (потужність 8 МВт(е)), побудованої в кінці 60-х років в Ок-Ріджській національній лабораторії США, - реактор MSRE (Molten-Salt Reactor Experiment) і виконаний проект реактора

MSBR (Molten-Salt Breeder Reactor) потужністю 1000 МВт(е) примушують розглядати такі реактори як перспективні. Нещодавно прийнятий до реалізації корейською фірмою проєкт Данії плавучої електростанції потужністю 800 МВт з рідкосільовими реакторами (РСР). Проте слід віддавати собі раду у всіх труднощах, з якими пов'язано здійснення реакторів цього типу.

Ідея створення таких реакторів заснована на тому, що паливо в суміші з теплоносієм потрапляє в графітову активну зону, де за рахунок уповільнення нейтронів створюються критична маса і умови для проходження ядерної реакції. Теплота, що виділяється в результаті проходження реакції, передається теплоносію і його температура підвищується. Коли теплоносії з паливом виходять з активної зони, уповільнення нейтронів припиняється, і припиняється ядерна реакція. Потім теплоносії поступає в систему теплообмінників, де охолоджується, передаючи теплоту робочому тілу, що бере участь у виробленні електроенергії, або підтримуючи різні високотемпературні процеси.

Переваги реакторів подібного типу наступні:

1. Значно зменшується кількість конструкційних матеріалів або вони взагалі відсутні. Отже, виключається паразитне захоплення нейтронів. В реакторах з циркулюючим паливом легко організувати безперервну циркуляцію палива через байпасний контур, в якому видаляються продукти ділення. Обидві ці причини сприяють високоефективному балансу нейтронів. В результаті КВ в таких реакторах досягає значень 0,8-0,9 для уран-плутонієвого циклу і 1,06-1,1 для торій-уранового.
2. Низькі питомі паливні завантаження, що досягаються з тих же причин. Так, наприклад, не дивлячись на наявність палива в контурі переробки і теплообміннику 1-го контуру, питоме завантаження ядерно палива, складає 1,5 кг/МВт(е), тоді як для реакторів ВВЕР - 3,9 кг/МВт(е) (з урахуванням палива, що знаходиться в річному циклі переробки і рефабрикації ТВЕЛів). Ця обставина може виявитися вирішальною для економії природних запасів ядерного палива, оскільки дозволяє, принаймні, подвоїти енергетичні потужності реакторів на тій же сировинній базі.
3. У реакторах з твердопаливними ТВЕЛами глибина вигорання палива часто обмежується теплофізичними і механічними властивостями ТВЕЛа, а також накопиченням продуктів ділення і вигоранням ізотопів, що діляться. У РСР немає проблеми, пов'язаної з ТВЕЛами, а якщо врахувати, що в них організовано безперервне видалення продуктів ділення, то можна стверджувати, що глибина вигорання в реакторах цього типу практично не обмежена.
4. РСР мають в порівнянні з реакторами з твердопаливними ТВЕЛами значно більш високий рівень безпеки. Перш за все, у них негативний температурний коефіцієнт реактивності, що забезпечує саморегульованість реактору. Це пов'язано з тепловим розширенням рідкого палива, тобто саморегульованість здійснюється практично безінерційно. Поверхня розділу між паливом і теплоносієм - звичайно найвразливіше місце твердопаливних реакторів. Однією з найскладніших проблем в реакторах є втрата теплоносія. Ці проблеми, природно, в РСР відсутні. Підвищенню безпеки в РСР сприяє і низький, практично атмосферний тиск теплоносія в активній зоні. Нарешті,

нарощування потужності в твердопаливних реакторах пов'язано із збільшенням числа ТВЕЛів, що призводить до зниження статистичної надійності апарату. РСР є фактично апаратом з одним ТВЕЛОм, і підвищення потужності досягається збільшенням розмірів.

5. У зв'язку з тим, що в РСР відсутні оболонки ТВЕЛів і тверде паливо, немає проблем з термоциклічною утомленістю при зміні навантаження, а також отруєнням реактору ксеноном. Ксенон у зв'язку з малою розчинністю в рідкому паливі може бути відносно легко виведений з апарату. Таким чином, РСР значно більше пристосований для роботи при змінних навантаженнях, ніж будь-який інший тип реактору.

6. Великою перевагою РСР є порівняльна простота і дешевизна паливного циклу. В паливному циклі РСР виключається проблема перетворення палива з твердої фази в рідку або газоподібну для виділення напрацьованого палива і рефабрикації ТВЕЛів. Спрощується проблема виготовлення ТВЕЛів. Не потрібні дорогі дефіцитні матеріали, що використовуються для оболонки ТВЕЛів і регулюючих органів. З'єднання в одній установці ядерного реактору і устаткування для переробки палива, через яке пропускається частина циркулюючого розплаву, виключає необхідність зупинки реактору на перевантаження, витримку відпрацьованого палива на станції з подальшим транспортуванням на заводи для переробки. Отже, паливна складова на таких АЕС буде нижче.

7. У реакторах з твердопаливними ТВЕЛАми ізоотопний склад вивантаженого палива визначається тривалістю кампанії. В РСР можливе безперервне виведення з активної зони як проміжних, так і кінцевих продуктів напрацювання. Так, наприклад, якщо в уран-плутонієвому циклі безперервно виводити з палива $^{239}_{93}\text{Np}$, то можна знизити вміст $^{239}_{94}\text{Pu}$ у складі ізоотопів напрацьованого плутонію.

8. Велике значення також має можливість отримання в РСР високопотенційної теплоти, оскільки вони не мають обмежень по теплопередачі і температурам оболонок ТВЕЛів. Наприклад, в РСР теплоносій може розігріватися до температур 1000 – 1300 °С при тиску в контурі, що не перевищує декількох атмосфер.

У той же час на шляху створення РСР є ряд труднощів, не подоланих повністю і до цього дня. Перш за все, це висока складність і радіоактивність всього контуру, що надзвичайно ускладнює профілактичні огляди і ремонтні роботи. Потрібне створення абсолютно нових механізмів і пристроїв по дистанційному обслуговуванню устаткування 1-го контуру. Достатньо складне також поєднання в одній установці двох різних виробництв: вироблення електроенергії і отримання вторинного палива. Нарешті, не може повністю вважатися вирішеною і проблема вибору несучого середовища для паливної композиції. Використовування газоподібної паливної фази вимагає високого тиску, при якому стає вірогідним витік радіоактивного газового теплоносія. Водні суспензії і розчини теж навряд чи підходять, оскільки виникають проблеми: з розподілом ізоотопу, що ділиться, і відтворюючого матеріалу в потоці і об'ємі реактора, з випаданням і скупченням частинок палива по тракту і

в застійних зонах, з корозією устаткування і трубопроводів, з радіолізом води. Крім того, температура теплоносія при використуванні води відносно невисока. Вихід в американських проектах знайдений у використуванні розплавів фтористих солей легких металів, проте ці солі мають високу температуру плавлення, що, безумовно, ускладнює експлуатацію установки. Крім цього, наявність в теплоносії фтористих солей літію приводить до утворення тритію - одного з самих небезпечних радіоактивних ізотопів, оскільки при проникненні в живі організми він заміщає водень в молекулах органічних сполук. Швидкість напрацювання тритію в РСР, що містять LiF, в 50 разів вище, ніж у ВВЕР, ВТГР і інших реакторах, поступаючись тільки важководним реакторам. Проте в РСР тритієва проблема ускладнена тим, що ці реактори працюють при високих температурах, і тритій легко дифундує через металеві стінки системи паливного і проміжного контурів, потрапляючи в парогенератор і забруднюючи оточуюче середовище.

Рідкосільовий уран-торієвий реактор-розмножувач на теплових нейтронах

Розглянемо проєкт крупної АЕС з РСР - MSBR-1000 електричною потужністю 1000 МВт. Триконтурна АЕС включає також систему переробки та регенерації палива. Склад теплоносія 1-го контуру: 71,772 % LiF; 16,0 % BeF₂; 12,0 % ThF₄ та 0,228 % UF₄. Температура плавлення цієї соли 500 °С, теплоємність 1,34 кДж/(кг·К). У якості теплоносія 2-го контуру використовується суміш 92,0 % NaBF₄ та 8 % NaF. Температура плавлення цієї соли 385 °С, теплоємність 1,51 кДж/(кг·К). Теплота, що придбала у реакторі паливна сіль, передається у теплообміннику промконтурна теплоносію промконтур, який генерує у парогенераторі водяну пару надкритичних параметрів (24 МПа, 538 °С). Ця пара спрямовується у турбогенератор. Повний тепловий ККД АЕС дорівнює 44 %. Очистка паливної солі від газоподібних продуктів ділення здійснюється у байпасному контурі, а видалення рідкоземельних матеріалів, протактинію і витягання урану - у системі переробки палива. Контур з паливною сіллю і 2-й контур з теплоносієм виконані у вигляді 4-х паралельних петель, в кожній з яких встановлені паливний насос та теплообмінник.

Реакторний бокс циліндричної форми, діаметр 18,8 м, висота 10,6 м. В ньому установлені реактор, 4 теплообмінника 1-го контуру та 4 паливних насоса. Температура відсіку підтримується електронагрівачами на рівні 540 °С, що робить непотрібною теплоізоляцію трубопроводів та устаткування, перешкоджає замерзанню паливної солі та спрощує ремонт та технічне обслуговування реактору. Вся реакторна установка розташована у герметичній залізобетонній будівлі, що виконує функцію вторинної протиаварійної оболонки. Реактор MSBR представлено на рис. 15.6. Корпус реактора виготовлений з модифікованого хастелоя-Н, розрахований на тиск 0,525 МПа, діаметр корпусу 6,7 м, висота 6,1 м і товщина стінок 51 мм. Активна зона

Таблиця 15.3 - Теплофізичні, конструкційні і нейтронно-фізичні характеристики реактора MSBR-1000

Найменування	Значення
Теплова потужність, МВт	2250
ККД установки, %	44
Середнє питоме енерговиділення в активній зоні, МВт/м ³	22,2
Макс. питоме енерговиділення в активній зоні, МВт/м ³	70,4
Середнє питоме енерговиділення в паливній солі, МВт/м ³	74
Макс. питоме енерговиділення в паливній солі, МВт/м ³	492
Середнє питоме енерговиділення в графіті, МВт/м ³	2,3
Макс. питоме енерговиділення в графіті, МВт/м ³	6,3
Температура паливної солі на вході в реактор, °С	566
Те ж на виході, °С	704
Витрата паливної солі, м ³ /с	3,69
Максимальна швидкість, м/с	2,6
Об'єм паливної солі в 1-у контурі, м ³	48,7
Об'єм паливної солі в системі регенерації, м ³	13,59
Температура солі промконтура на вході в теплообмінник, °С	454
Те ж на виході, °С	621
Витрата теплоносія промконтура, м ³ /с	4,8
Розміри реактора, м: діаметр активної зони	4,39
висота активної зони	3,95
Товщина радіальної зони відтворення, м	0,38
Товщина кільцевого зазору, м	0,05
Товщина бічного відбивача, м	0,76
Товщина торцевої зони відтворювання, м	0,23
Товщина торцевого зазору, м	0,08
Товщина торцевого відбивача, м	0,61
Число графітних блоків в активній зоні, шт.	1412
Розмір графітного блоку, см	10x10x395
Маса графіту у відбивачі, т	303
Маса активної зони в зборі, т	272
Час життя графіту при флюенсі нейтронів $3 \cdot 10^{22}$ см ⁻² з енергією більше 50 кеВ, років	4
Коефіцієнт відтворення	1,062
Вихід відтвореного урану-233, % / рік	3,3
Питоме завантаження палива, кг/МВт(е)	1,51
Час подвоєння, років	21
Кількість торію в контурі, т	88,6
Кількість матеріалу, що ділиться, кг, у тому числі	
урану-233	1286
урану-235	112
протактінія-233	110

Розглядаючи перспективність РСР, не можна не зупинитися на впливі цих реакторів на навколишнє середовище. Проведені дослідження показують, що з цієї точки зору, хоча і не всі питання технічно вирішені, РСР має певні переваги перед твердопаливними реакторами, особливо з урахуванням всього ядерно-енергетичного комплексу. Основною проблемою є проблема уловлювання і утримання тритію. Можливість широкого використання РСР визначається загальним прогресом в ядерній енергетиці.

Література

1. Верхівкер Г.П., Кравченко В.П. Основи розрахунку та конструювання ядерних енергетичних реакторів. – Одеса: ТЕС, 2009.
2. Широков С.В. Ядерные энергетические реакторы. – К.: КПИ, 1997. С. 197-204, 226-264.

Контрольні питання до лекції 15

1. Які додаткові засоби захисту є у нових проєктах АЕС?
2. Що таке пасивні системи захисту?
3. Для чого робиться подвійна стінка контейменту з вентильованим простором?
4. Що таке пастка коріуму?
5. Які три системи запасу води використовуються в АР-1000 для аварійного охолодження реактора?
6. Які основні причини для розвитку і використанню ММР?
7. Які потужності відносяться до ММР?
8. Який вид циркуляції теплоносія переважно використовується у ММР з точки зору безпеки?
9. Вартість ММР менша за вартість АЕС великої потужності. Як співвідносяться їх питомі капіталовкладення?
10. До якого типу реакторів щодо енергії нейтронів відноситься рідкосільовий реактор?
11. Який склад паливної суміші?
12. Скільки контурів має АЕС з РСР і чому?