

Всеукраїнський конкурс студентських наукових робіт  
з галузі знань « Енергетика»

Студентська наукова робота

ОПТИМІЗАЦІЯ РОБОТИ ОБЛАДНАННЯ ЕНЕРГЕТИЧНОГО КОНТУРУ  
АТОМНОЇ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЇ З МЕТОЮ ПІДВИЩЕННЯ ЙОГО  
ЕНЕРГОЕФЕКТИВНОСТІ

Шифр : «Енергоефективність»

2020

## АНОТАЦІЯ

Шифр наукової роботи

«Енергоефективність»

**Робота містить:** 35 стор., 6 рис., 3 табл., 16 джерел інформації.

**Актуальність дослідження:** Економія тепловтрат енергетичного контуру атомної електростанції

**Мета роботи:** Підвищення енергоефективності енергетичного контуру атомної електростанції.

У сучасному світі енергетика є основою розвитку базових галузей промисловості, що визначають прогрес суспільного виробництва. Тому все гостріше постає питання про виснаженість запасів традиційних видів палива та можливості зростання навантаження на біосферу за рахунок викидів при спалюванні вугілля, нафти та газу. Рішенням цих питань може стати розвиток ядерної енергетики. Розглянемо переваги атомних електростанцій (АЕС) перед тепловими (ТЕЦ) і гідроелектростанціями (ГЕС): велика теплотворна здатність ядерного палива (у 2 млн разів більша, ніж нафти, і в 3 млн разів більша, ніж вугілля); атомна енергетика не споживає кисню і має мізерну кількість викидів при нормальній експлуатації. немає відходів, газових викидів, немає необхідності вести величезні обсяги будівництва, зводити греблі і ховати родючі землі на дні водосховищ. Має можливість повторного використання палива (після регенерації). Розщеплений матеріал  $U^{235}$  може бути використаний знову. З розвитком технології реакторів на швидких нейтронах в перспективі дає можливість переходу на замкнутий паливний цикл, що означає повну відсутність відходів. Під час експлуатації реактору типу БН можна використовувати й  $U^{238}$ , а перевівши його у  $Pu^{239}$ , досягати цілковитого його спалювання. Це означає, що такий реактор у процесі роботи сам створює собі паливо.

**Ступінь наукової новизни роботи:** Заміна діючого теплообмінного апарату на більш сучасний пластинчатий теплообмінний апарат, а також використання в

якості холодоносія водяний розсіл замість води, дозволить збільшити ефективність роботи енергетичного обладнання

**Основні наукові результати:** Заміна діючих теплообмінників на більш досконалі.

**Ключові слова:** ЯДЕРНИЙ РЕАКТОР, ЕНЕРГЕТИЧНИЙ КОНТУР, ТЕПЛООБМІННИК, КОНДЕНСАЦІЙНА УСТАНОВКА, ПІДГРІВАЧ НИЗЬКОГО ТИСКУ.

## Зміст

	стор.
Вступ.....	3
Опис принципу роботи атомної електростанції .....	4
Порівняння основних типів ядерних реакторів .....	6
Реактор типу РБМК .....	6
Реактор типу ВВЭР .....	8
Реактор типу БН .....	10
Вибір реактору .....	14
Розрахунок теплового балансу енергетичного контуру АЕС .....	18
Аналіз результатів розрахунку теплового балансу .....	22
Розробка заходів щодо підвищення ефективності роботи обладнання .....	22
Розрахунок теплового балансу енергетичного контуру АЕС після розробки заходів щодо підвищення ефективності роботи обладнання .....	28
Аналіз отриманих результатів .....	31
Висновки .....	32
Література .....	33

## Вступ

У сучасному світі споживання енергії зростає набагато швидше, ніж її виробництво. Все гостріше стає питання нестачі копалин енергоресурсів. Можливості будівництва нових гідроелектростанцій теж сильно обмеженні. Не варто забувати і про боротьбу з парниковим ефектом, що накладає обмеження на спалювання нафти, газу і вугілля на теплових електростанціях. Рішенням проблеми може стати активний розвиток ядерної енергетики.

Якщо коротко сформулювати в чому полягають переваги ядерної енергетики, то отримаємо наступне:

- Велика енергоємність використовуваного палива. 1 кілограм урану, збагачений до 4%, при повному вигоранні виділяє енергію, еквівалентну спалюванню приблизно 100 тон високоякісного кам'яного вугілля або 60 тон нафти.
- Можливість повторного використання палива (після регенерації). Розщеплений матеріал  $U^{235}$  може бути використаний знову. З розвитком технології реакторів на швидких нейтронах в перспективі дає можливість переходу на замкнутий паливний цикл, що означає повну відсутність відходів.
- Ядерна енергетика не сприяє створенню парникового ефекту. Щорічно атомні станції в Європі дозволяють уникнути емісії 700 мільйонів тон  $CO_2$ . Таким чином, інтенсивний розвиток ядерної енергетики можна побічно вважати одним з методів боротьби з глобальним потеплінням.

На даний момент, по всьому світу працює понад 436 енергоблоків різної потужності і типів.

## Опис принципу роботи атомної електростанції

Атомна електростанція мало чим відрізняється від теплової електростанції. Вся різниця в тому, що на ТЕС, пар для турбін, що призводять в обертання електрогенератори, виходить за рахунок нагрівання води від спалювання вугілля, мазуту, газу в топках парових котлів, а на атомній електростанції пар утворюється в ядерному реакторі за допомогою реакцій розділу важких ядер урану [1].

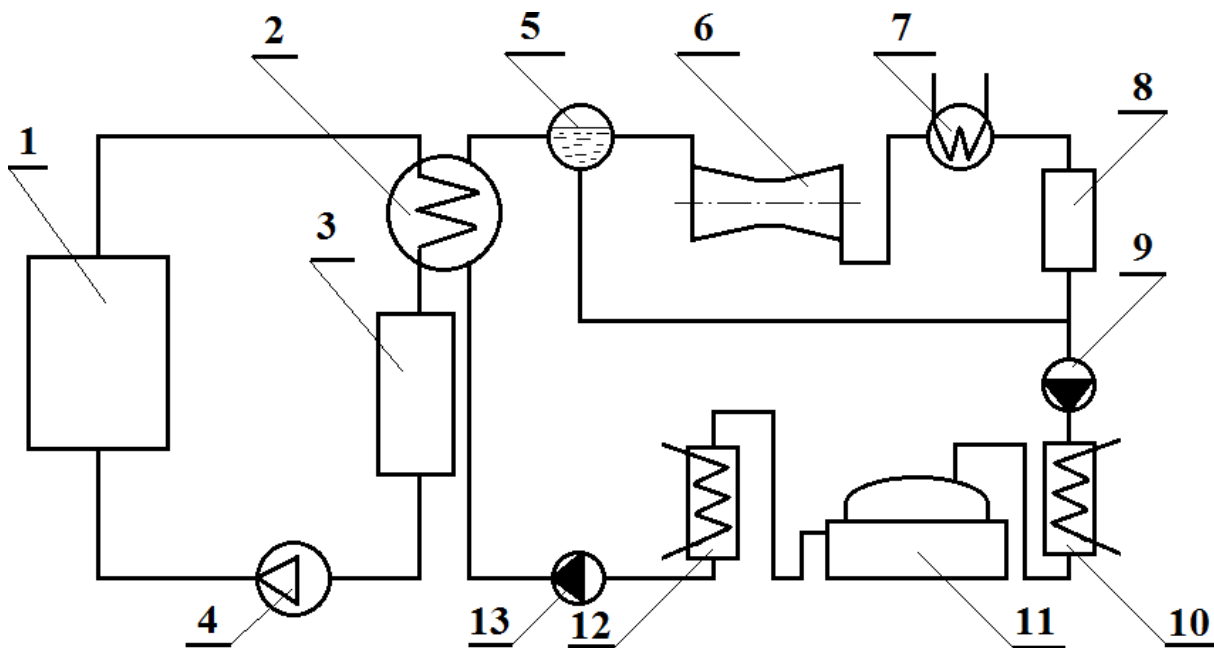


Рис. 1. Принципова теплова схема двоконтурної АЕС.

### Перший контур:

У процесі ядерних реакцій в ядерному реакторі (1), виділяється велика кількість теплоти (за рахунок розпаду важких ядер  $U^{235}$ ), ця теплота відводиться з реактора за допомогою теплоносія - води. Вода, скіпаючи в активній зоні, перетворюється в пар, який покидаючи активну зону, надходить в парогенератор (2), де передає теплоту від першого контуру до другого. Виходячи з парогенератора, відпрацьований пар потрапляє на конденсатор (3), де він конденсується і перетворюється в воду. Після цього, головними центробіжними насосами (4) сконденсована вода перекачується в активну зону реактора.

## Другий контур:

Отримана в результаті теплообміну велика кількість пару в парогенераторі (2), надходить на сепаратор (5), де відбувається відділення сухого перегрітого пару від можливих вкраплень води. Пройшовши сепараторну установку, пар надходить на турбіну (6). Турбіна передає обертання на вал електрогенератора, який в свою чергу виробляє електроенергію і в кінцевому підсумку, передається споживачеві. Але в той самий час, відпрацьований в турбіні пар надходить на теплообмінники (7), в яких відбувається підігрів мережної води. Нагріта мережева вода використовується для опалення приміщень. Після цього пар надходить на конденсатори (8), де сконденсувавшись в воду, потрапляє на конденсаційний електронасос № 1 (9). Електронасос перекачує воду на підігрівач низького тиску (10) в якому відбувається підігрів води перед деаератором (11). Пройшовши деаерацію, вода надходить на підігрівач високого тиску (12) в якому підігривається підігрів води до високої температури, і електронасосом № 2 (13) подається на парогенератор (3).

### *Механізм отримання тепла в активній зоні реактора наступний:*

При розпаді атомного ядра важкого елемента, вилітає кілька нейтронів. Поглинання такого вільного нейтрона іншим атомним ядром, викликає збудження і розпад ядра. При цьому, з розпавшого ядра також звільняються кілька нейтронів, які в свою чергу бомбардують інші ядра важкого елемента. Починається ланцюгова ядерна реакція, що супроводжується виділенням колосальної кількості теплової енергії. Слід зазначити, що при ядерній реакції поділу, вилітають нейтрони з великою кінетичною енергією, такі нейтрони називають **швидкими**. Потім, швидкі нейтрони проходять через теплоносій - воду, при проходженні якої втрачають свою кінетичну енергію в кілька разів, таким чином, нейтрони стають **повільними** або **теповими** [1].

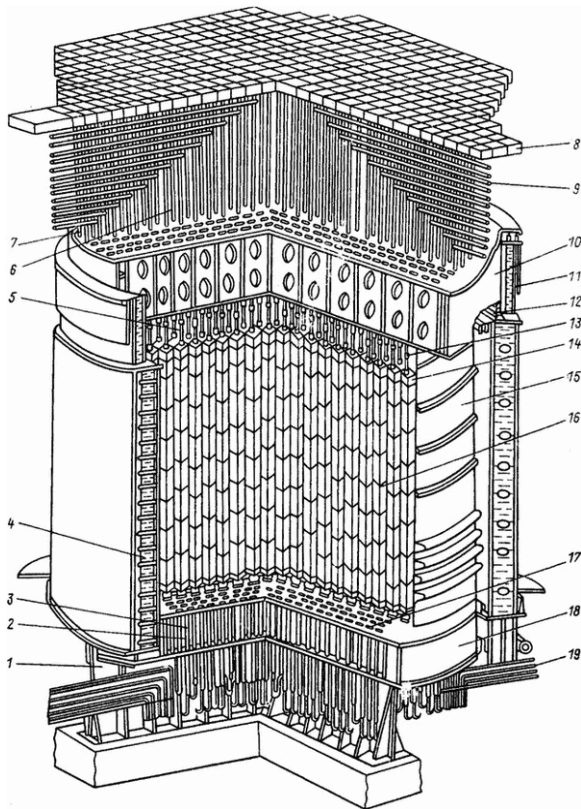
## Порівняння основних типів ядерних реакторів

Розглянемо три основних види ядерних реакторів, таких як:

1. Реактор типу РБМК – 1000
2. Реактор типу ВВЭР – 1000
3. Реактор типу БН – 600.

### РБМК

РБМК - серія енергетичних ядерних реакторів, розроблених в Радянському Союзі. Перший енергоблок з ядерним реактором типу РБМК був запущений в 1973 році на Ленінградській АЕС (ЛАЕС), на даний момент, побудовано всього 17 енергоблоків з реакторами такого типу.



Реактор: каналного типу, гетерогенний, сповільнювачем нейтронів є графіт, працює на теплових нейтронах, в ролі теплоносія виступає вода [5].

1 - опорна конструкція;

2 - нижні тракти технологічного каналу;

3 - нижній тракт каналу СУЗ; 4 - нижній бак біологічного захисту; 5 - верхні тракти біологічного захисту;

6 - технологічний канал; 7 - канал охолодження відбивача; 8 - настил з плит;

9 - пароводяні комунікації;

10 - верхня опорна плита; 11 - верхній бак біологічного захисту; 12 - каткова опора; 13 - верхній тракт каналу СУЗ;

14- захисні плити; 15 - кожух реактора; 16 - графітова кладка; 17 – діафрагма;

18 - нижня опорна плита; 19 - нижні водяні комунікації.

біологічного захисту; 12 - каткова опора; 13 - верхній тракт каналу СУЗ;

14- захисні плити; 15 - кожух реактора; 16 - графітова кладка; 17 – діафрагма;

18 - нижня опорна плита; 19 - нижні водяні комунікації.

Рис 2. Компонівка реактору РБМК – 1000

Оснoву активної зони, становить графітовий циліндр висотою 7 м, і діаметром 11.8 м. Активна зона має 1693 технологічних канали, в яких містяться: стержні управління і захисту (СУЗ), які виконані з графіту і карбїду бору; тепловиділяючі збірки (ТВЗ). Тепловиділяюча збірка складається з 18 тепловиділяючих елементів (ТВЕЛ - ів). У свою чергу кожен ТВЕЛ містить 294 таблетки  $U^{235}$ , кожна таблетка має висоту від 9 до 12 мм. Загальна висота таблеток в одному ТВЕЛ-і становить 3530 мм. Сам ТВЕЛ виконаний зі сплаву рекрісталізованого цирконію і 2,5% легованого ніобію. Зовнішній діаметр ТВЕЛ становить 9,1 мм, внутрішній - 7,72 мм. Середнє завантаження урану в активній зоні 192 тони. В той самий час, середнє вигоряння палива в випарному каналі - 1 кг на 22,5 МВт/доб. Перевантаження палива здійснюється за допомогою розвантажувально - завантажувальної машини (РЗМ), в кінці кожної компанії ТВС. Після перевантаження, відпрацьоване ядерне паливо потрапляє в спеціальний відстійник - басейн витримки, в якому ТВС зберігається тривалий час 4 - 5 років, для зниження залишкового енерговиділення [4].

Теплова потужність реактору складає 3200 МВт/доб, електрична – 1000 МВт/доб.

### **Переваги реактора РБМК:**

- Знижений, в порівнянні з корпусними ВВЕР, тиск води в першому контурі;
- Заміна палива без зупинки реактору (завдяки незалежності каналів один від одного);
- Завдяки каналній конструкції, відсутній дорогий корпус;
- Більш дешеве паливо через низький ступінь збагачення, хоча завантаження паливом значно вище;

### **Недоліки реактора РБМК:**

- Велика кількість трубопроводів і різних допоміжних підсистем (наприклад, запорно - регулюючої арматури) вимагає наявності великої кількості висококваліфікованого персоналу;
- Необхідність проведення поканалного регулювання витрат, що може

спричинити за собою аварії, пов'язані з припиненням подачі теплоносія через канал;

- Недолік конструкції уповільнюючих модулів (графітових блоків);
- Більше річне опромінення персоналу в порівнянні з реакторами типу ВВЕР;
- Відсутність технології утилізації графіту при виведенні з експлуатації, період напіврозпаду  $C^{14}$  - 5730 років, переробка відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) реакторів економічно недоцільна [6].

## **ВВЕР - 1000**

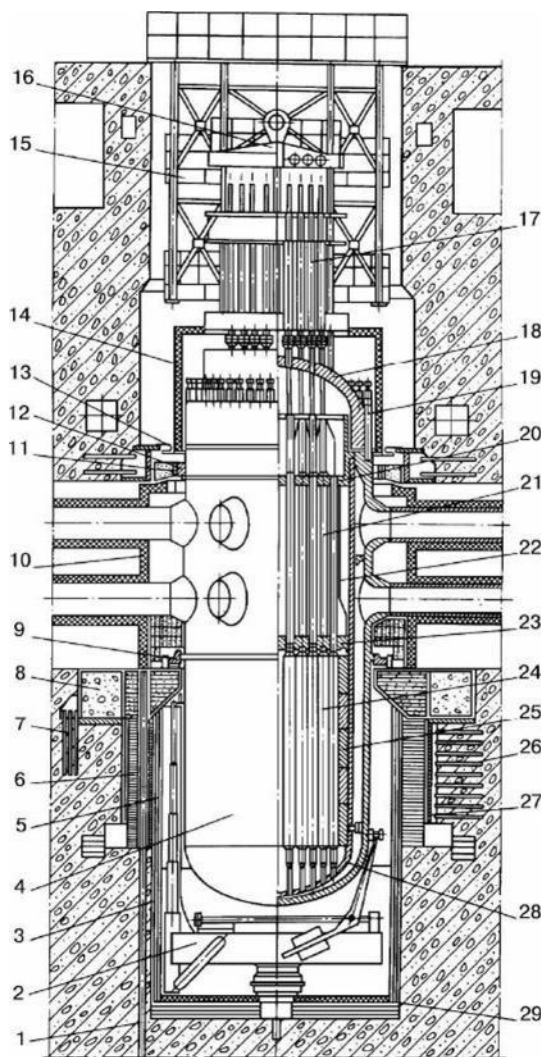
Водо - водяний енергетичний реактор (ВВЕР) розроблявся паралельно з РБМК. Перший енергоблок з ядерним реактором типу ВВЕР був запущений в 1980 році на п'ятому енергоблоці Нововоронезької АЕС. На даний момент, даний тип реакторів є найпоширенішим у своїй серії - 37 діючих енергоблоків, що становить 7.5% від усього парку реакторів, що використовуються у всьому світі [7].

Реактор працює на теплових нейтронах, гетерогенний, корпусний, водо - водяний. Основна особливість: вода в реакторах даного типу використовується як сповільнювач нейтронів, відбивач і теплоносій [10].

**Ядерне паливо:** – в активній зоні реактора знаходиться 163 ТВЗ, кожна складається з 311 ТВЕЛ - ів і має 18 трубчастих каналів для проходу робочих органів СУЗ. ТВС, які використовуються в ядерному реакторі типу ВВЕР, мають шестигранну форму, загальну довжину 4,5 м, масу в 760 кг. ТВС розташовують на відстані 3,65 мм один від одного, з кроком розміщення 12,75 мм. Номінальна витрата води через кожен ТВС - близько 500 м<sup>3</sup>/год, середня її швидкість при цьому становить 5,6 м/с (11). ТВЕЛ є герметичною трубкою зі сплаву рекристалізованого цирконію і легованого ніобію. Зовнішній діаметр трубки - 9,1 мм, внутрішній - 7,72 мм. Внутрішній об'єм заповнюють таблетки з діоксиду урану, кожна має діаметр 7.57 мм і висоту 20 мм. Кожна таблетка (в незалежності від розташування в ТВЕЛі) має збагачення 4,26 %. Загальна висота таблеток, які знаходяться в ТВЕЛі становить 3530 мм, вони займають 70% внутрішнього

простору елемента, інший простір займають гази. При виготовленні, в ТВЕЛі закачують гелій до тиску 20 - 25 кгс / см<sup>2</sup>, в процесі експлуатації, до нього додаються газоподібні продукти поділу, що збільшують тиск до 50 - 80 кгс / см<sup>2</sup>. Загальна висота ТВЕЛу 3800 мм, маса - 2,1 кг [8].

Регулювання реактивності реактора відбувається за рахунок положення стержнів управління і захисту в технологічних каналах активної зони, а також зміною концентрації борної кислоти в теплоносії першого контуру.



- 1 - канал інізаційної камери 2 - машина для огляду корпусу реактора 3 - нижня секція теплоізоляції 4 - корпус реактора
- 5 - верхня секція теплоізоляції
- 6 - металоконструкція радіаційної теплового захисту 7 - анкерні зв'язки опорної ферми
- 8 - опорна ферма 9 - опорне кільце корпусу реактору 10 - теплоізоляція зони патрубків
- 11 - шпонка кільця 12 - запірне кільце
- 13 - сиффон 14 - теплоізоляція 15 - каркас
- 16 - траверса 17 - привід СУЗ 18 - кришка
- 19 - шпилька 20 - верхня плита БЗТ
- 21 - захисна труба БЗТ. 22 - БЗТ 23 - нижня плита БЗТ 24 - ТВС 25 - вигородка
- 26 - анкерний зв'язок обичайки боксу
- 27 - обичайка боксу 28 - ШВК 29 - теплоізоляція нижньої частини.

Рис 3. Компонівка реактору ВВЕР - 1000

Реакторні установки типу ВВЕР працюють за двоконтурною схемою циркуляції теплоносія.

Реактор має номінальну теплову потужність в 3000 МВт/доб, і електричну 1000 МВт/доб. Маса урану в реакторі - 66 тон. Середнє вигорання палива 1 кг на 48,4 МВт/доб [9].

### **Переваги реактору ВВЭР – 1000 [12] :**

- Природна доступність сповільнювача і теплоносія (води)
- Велика безпека через двухконтурність в порівнянні з РБМК
- Менша кількість персоналу в порівнянні з РБМК
- Дешеве паливо.
- Відносна простота очищення води першого контуру

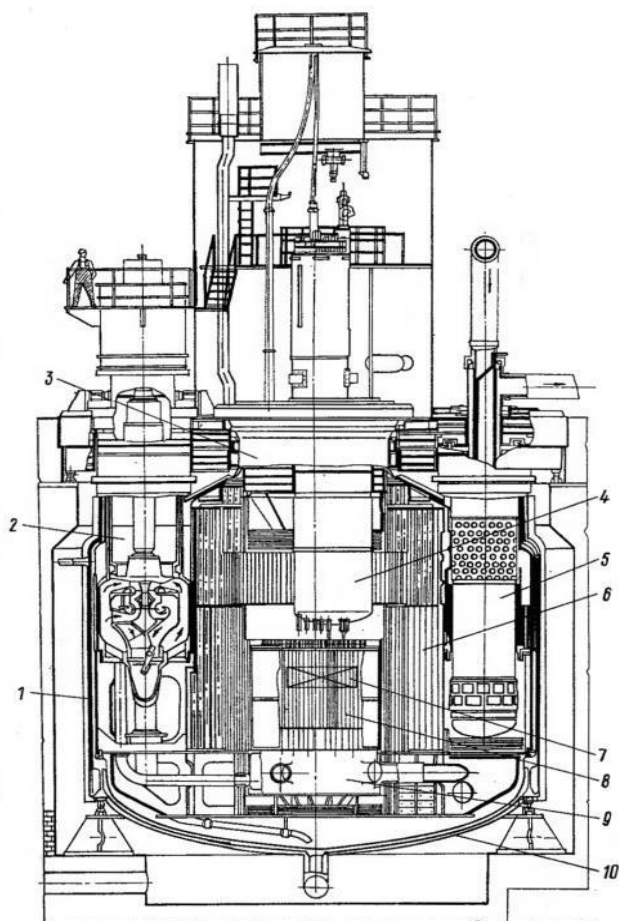
### **Недоліки реактору ВВЭР – 1000 :**

- Неможливість перевантаження палива при робочому реакторі як на РБМК
- Корозійність води і необхідність підтримки її хімічних параметрів
- Необхідність застосування борного регулювання [13].
- Менша рівномірність вигорання в порівнянні з реакторами типу РБМК
- Використання збагаченого урану і як наслідок необхідність заводу зі збагаченням , в порівнянні з реакторами на важкій воді і природному урані.

## **БН – 600**

Реактор на швидких нейтронах (БН) був запущений в експлуатацію в 1980 році на третьому енергоблоці Білоярській АЕС. Реактор працює на швидких нейтронах, в якості теплоносія застосовується рідкометалічний натрій.

Головною особливістю реакторів на швидких нейтронах є те, що вони відкривають можливість використання ізотопів важких елементів, які не діляться в реакторах на теплових нейтронах. У паливний цикл можуть бути залучені такі елементи як  $U^{238}$  і  $Th^{232}$ , яких в природі значно більше ніж  $U^{235}$  - основного палива для реакторів на теплових нейтронах. У тому числі може використовуватися і «відвальний уран», який залишається після збагачення ядерного палива  $U^{235}$  [2].

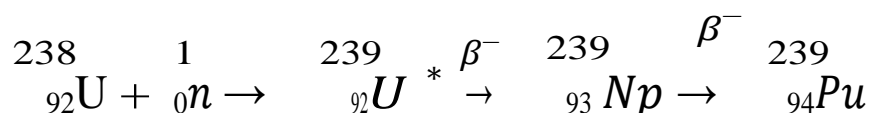


1 – корпус 2 - головний циркуляційний насос першого контуру 3 - поворотна пробка 4 - центральна колона з механізмом СУЗ 5 – теплообмінник 6 - нейтронний захист 7 - активна зона реактора 8 - зона відтворення 9 - напірна камера 10 - захисний корпус реактора з теплоізоляцією.

Рис. 4. Компонівка реактору типу БН – 600

Активна зона реактору на швидких нейтронах значно відрізняються від реакторів на теплових нейтронах. Активна зона реактора БН - 600 складається з 644 ТВЗ. Навколо неї розташована зона відтворення, в якій міститься ще 617 збірок із збідненого діоксиду урану. Реактори типу БН є реакторами - розмножувачами. Тобто, реактор здатний виробляти більше палива ніж споживає. Наприклад, витративши 100 кілограмів речовини, що ділиться, можна отримати 120 кілограм свіжого ядерного палива для реакторів на теплових нейтронах.

В реакторах БН відбувається перетворення природного  $U^{238}$  в  $Pu^{239}$ . За своїми фізичними властивостями,  $Pu^{239}$  має велику схожість з  $U^{235}$ , тому його можна використовувати як вторинне ядерне паливо для реакторів на теплових нейтронах. Механізм перетворення природного  $U^{238}$  в  $Pu^{239}$  виглядає наступним чином:



Але, в зв'язку з тим, що вода є сповільнювачем швидких нейтронів, було прийнято рішення використовувати рідкометалічний натрій. Це легко обгрунтовується тим, що:

- а) Натрій не уповільнює швидкі нейтрони.
- б) У реакторах на теплових нейтронах в якості теплоносія використовується вода, яка підігрівається до 330 °С а її тиск становить  $16 \cdot 10^6$  Па. Натрій при такій же температурі знаходиться в рідкому стані при атмосферному тиску.
- в) Натрій не викликає корозію конструкційних матеріалів реакторної установки.
- г) Натрій має більш високий коефіцієнт тепловіддачі в порівнянні з водою.

Так як натрій вступає в бурхливу реакцію з водою, необхідний проміжний контур. Проміжний контур розташований між першим натрієвих і третім водяним або енергетичним контурами. Це необхідно для того, щоб у разі розгерметизації, не відбувся контакт між радіоактивним натрієм першого контуру, і чистою водою третього. Для цього, в проміжному контурі підтримується тиск в 14 бар, а в ролі теплоносія так само виступає рідкометалічний натрій [2].

Енергоблок з реактором БН - 600 має електричну потужність в 600 МВт/доб, і теплову 1470 МВт/доб.

#### **Переваги реактору БН – 600 :**

- Низький тиск в першому натрієвому контурі;
- Працездатність на природному  $U^{238}$ , паливі МОХ.
- Реактор виробляє вторинне ядерне паливо для енергоблоків на теплових нейтронах.
- Відсутність парового коефіцієнта (При вскіпанні теплоносія, в реакторах типу РБМК, в шарі води, не утворюється пустот заповнених паром, що може призвести до аварійного режиму роботи).

#### **Недоліки реактору БН – 600 :**

- За рахунок проміжного натрієвого контуру, збільшується вартість експлуатації.

- Для натрієвих контурів необхідна спеціальна запірна арматура.
- Для перевантаження палива, необхідно повністю заглушити реактор.
- Досить часті аварії проміжного натрієвого контуру.

Основним типом ядерних реакторів на даний час є водо - водяні енергетичні реактори ВВЕР. Популярність цих реакторів зросла після аварії на Чорнобильській АЕС.

### РБМК

На ЧАЕС було введено в експлуатацію 4 енергоблоки з ядерними реакторами типу РБМК - 1000 (Реактор великої потужності каналний, з загальною електричною потужністю 1000 МВт). Даний тип реакторів мав великий конструкційний недолік - в момент опускання стержнів управління і захисту (СУЗ), реактивність реактора різко підвищувалася на деякий період часу, це явище називається **кінцевим ефектом РБМК**.

#### *Сутність явища*

Висота активної зони реактора РБМК - 7 метрів. Стрижні СУЗ в реакторі розташовуються в каналах, які охолоджуються своїм, незалежним контуром охолодження. Основна частина стержня складається з поглинача - карбїду бору. На кінці СУЗ розташований витіснювач який виконаний з графіту, його довжина становить 5 метрів. Під час вилучення стержня з активної зони реактора в граничне верхнє положення, графітовий витіснювач витісняє воду каналу СУЗ, що дозволяє уникнути непотрібного поглинання нейтронів водою, і в той же самий час «економити» нейтрони, що в свою чергу підвищує економічність реактора.

Розвиток ефекту відбувається при переміщенні стержня СУЗ з крайнього верхнього положення в активну зону, коли графіт, слабо поглинає нейтрони, в перший момент часу заміщає воду в нижній області каналів СУЗ. В результаті, в нижній частині активної зони виникають умови для утворення позитивної реактивності і зростання локальної потужності

Таким чином, кінцевий ефект міг сприяти катастрофічному розвитку аварії на ЧАЕС, оскільки з зареєстрованих даних відомо, що безпосередньо до

катастрофи, реактор мав неприпустимо низький запас реактивності, більшість стрижнів СУЗ знаходилися в верхньому кінцевому положенні. В цьому випадку масове введення СУЗ в активну зону могли привести до появи некомпенсованої реактивності. Так чи інакше, кінцевий ефект перешкодив заглишенню реактора стрижнями СУЗ в перші 5 - 6 секунд після формування команди [4].

**Крім кінцевого ефекту, РБМК має позитивний паровий коефіцієнт.**

### *Сутність явища*

У реакторі з рідким теплоносієм, наприклад водою, частина теплоносія може випаровуватися, утворюючи бульбашки пари (порожнечі в теплоносії). У киплячих реакторах - це нормальний режим роботи, в двоконтурних реакторах з водою під тиском, кипіння в активній зоні може початися через аварію. Збільшення вмісту пара може призводити як до зростання реактивності, так і до її зменшення.

## **ВВЕР**

Розробка водо - водяних реакторів ВВЕР проводилася паралельно з розробкою РБМК. В якості поглинача нейтронів і теплоносія використовується вода, яка циркулює за двухконтурною схемою. У першому контурі циркулює не кипляча вода під тиском 16 бар, яка проходячи активну зону реактора, по 4 циркуляційним петлям потрапляє на парогенератори, де передає своє тепло теплоносію другого контуру. Матеріал з якого виконані основний трубопровід, парогенератор - цирконій. Для запобігання утворення корозії, в радіоактивну воду першого контуру додають інгібітори - гідрозин, аміак [3].

В процесі експлуатації реактора виділяється велика кількість водню в результаті радіолізу, яке в кінцевому рахунку необхідно виводити з реактора.

*Механізм виділення водню в ядерному реакторі:*

Так як в радіоактивну воду першого контуру додається певна кількість інгібіторів корозії - гідразину або аміаку, які є водневомісними сполуками, під впливом теплового тиску і випромінювання, розкладаються з утворенням водню. В нашій країні в теплоносій першого контуру прийнято додавати аміак. В режимі розігріву, для видалення з теплоносія залишкового кисню, в контур вводять гідрозин [7].

Середнє річне опромінення персоналу, що працює на ВВЕР набагато менше ніж персоналу станції з РБМК, але в той же самий час, більше ніж у співробітників станції з реакторами на швидких нейтронах.

## **БН**

Реактор на швидких нейтронах (або швидко нейтронний) має масу переваг в порівнянні з реакторами типу РБМК і ВВЕР. Однією з цих переваг, є робота на рідкометалічному теплоносій - натрії. Натрій в першому контурі знаходиться під атмосферним тиском, що знижує ризик розриву трубопроводу (в місцях зварювання) і створення аварійних ситуацій. Використання натрію як теплоносія, тягне за собою ряд позитивних факторів таких як:

- зменшені розміри активної зони реактора (це обумовлено тим, що рідкий натрій не перетворюється в пар, тобто на виході з активної зони не потрібно вільного простору для збору пара), але в той же час, завантаження ядерного палива в кілька разів більше в порівнянні з ВВЕР (Кількість ТВЗ в активній зоні БН - 1261 шт, ВВЕР - 181 шт, РБМК - 1661шт) [2].
- натрій має «підвищені» в порівнянні з водою, коефіцієнти тепло - і температуропровідності.
- в реакторі відсутній позитивний і негативний паровий коефіцієнт, що не може привести до аварійної ситуації.

Крім цього, реактор розрахований на виробництво вторинного ядерного палива для реакторів на теплових нейтронах.

Що стосується негативного боку реактору, так це те, що БН досить дорогий в експлуатації. Це пов'язано в першу чергу з теплоносієм. Перший і проміжний контури в зв'язку зі специфікою роботи, вимагають більш дорогої запірної арматури, систем фільтрації і атоматизованого управління. Так само необхідно приділяти особливу увагу трубопроводам, по яких циркулює рідкий натрій, сталь повинна бути високолегованою.

Енергоблок з цими реакторами, вимагає трьох контурного компонування. Це пов'язано з тим, що натрій вступає в бурхливу реакцію з водою. Тому між першим натрієвим і другим водними (енергетичним, паровим) контурами присутній проміжний контур. У проміжному контурі - підвищений тиск натрію, це необхідно для того, щоб у разі розгерметизації однієї з петель, не відбулося змішування радіоактивного натрію з чистою водою [2].

Після сказаного вище робимо висновок, що на даний момент часу великим попитом в атомній енергетиці користуються водо - водяні реактори різної продуктивності. Ядерним паливом для цих реакторів є збагачений  $U^{235}$ , який міститься в природному  $U^{238}$ . Даний вид палива може закінчитися через 60 - 70 років. У зв'язку з цим, доцільно розглядати реактори - розмножувачі, які виробляють вторинне паливо на основі реакції перетворення з  $U^{238}$  в  $Pu^{239}$ , який за своїми фізико - хімічними властивостями дуже схожий з  $U^{235}$ . До того ж, реактори на швидких нейтронах більш безпечні як в роботі так і в режимах «простою».

Для аналізу ефективності використання тепла, яке виробляється в активній зоні реактору, розрахуємо тепловий баланс енергетичного контуру атомної електростанції.

## Тепловий баланс енергетичного контуру електростанції

Рівняння теплового балансу атомної електростанції виглядає наступним чином:

$$Q_{a.z.} = Q_{пг} + Q_{заг.к} + Q_{тр} + Q_T [17]$$

$Q_{a.z.}$  – кількість тепла, яке виробляється в активній зоні реактору

$Q_{пг}$  – кількість тепла, яке витрачається в парогенераторах

$Q_{заг.к}$  – втрата тепла з охолоджувальною водою в конденсаторі

$Q_{тр}$  – втрати теплоти в з'єднуючому трубопроводі

$Q_T$  – втрати теплоти в ядерному реакторі.

### Статті приходу тепла:

В активній зоні реактору відбуваються складні ядерні процеси ділення атомів ядерного палива. В результаті цих процесів відбувається виділення теплової енергії. Опираючись на робочі параметри реактору, можна виділити його теплову потужність, яка складає:

$$Q_{a.z.} = 1054 \text{ МВт} / \text{год}$$

### Статті витрат тепла

Проаналізувавши характеристику діючого енергетичного контуру станції, відомо, що для роботи контуру, потрібні два парогенератори «ПГН – 200М», які мають теплову потужність 420 МВт / год кожний. Отже за одну годину роботи, на вироблення пару, парогенератори витрачають, теплової енергії [2]:

$$Q_{пг} = 420 \cdot 2 = 840 \text{ МВт/год}$$

Відпрацьований в турбінах пар необхідно конденсувати в воду. Для цього пар відправляють на кожухотрубні теплообмінники, в яких циркулює охолоджувальна вода, яка відбирає деяку кількість тепла при конденсації пару. Кількість тепла розраховуємо за формулою:

$$Q_K = m \cdot c (t_{вх} - t_{вих}), \text{ де}$$

- $m$  – маса пару, кг (парогенератори виробляють 84 кг/с пару).  
 $c$  – питома теплоємність пару, [Дж/(кг °С)]  
 $t_{\text{вх}}$  – температура пару, який входить в теплообмінник, °С  
 $t_{\text{вих}}$  – температура пару, який виходить з теплообмінника, °С [17].

$$Q_{\text{к1}} = m \cdot c (t_{\text{вх}} - t_{\text{вих}}) = 71,4 \cdot 2,17379 \cdot (259 - 255) = 620 \text{ Вт / с}$$

(або 2.3 МВт/год)

( $m = 71.4$  кг, так як на регенеративний підігрів забирається 15% виробленого пару)

$$Q_{\text{к2}} = m \cdot c (t_{\text{вх}} - t_{\text{вих}}) = 71,4 \cdot 2,17379 \cdot (255 - 20) = 36\,474 \text{ Вт / с}$$

(або 131,3 МВт/год)

( $t_{\text{вих}} = 20$  °С, така температура необхідна для стабільної роботи БОУ )

Загальна кількість теплоти, яка втрачається під час підігріву мережевої води та під час конденсації пару в теплообмінниках:

$$Q_{\text{заг}} = Q_{\text{к1}} + Q_{\text{к2}} = 640 + 36\,474 = 37\,114 \text{ Вт/с}$$

За одну годину роботи втрачається енергії:

$$Q_{\text{заг}} = 37\,114 \cdot 3600 = 133\,610\,472 \text{ Вт/год або } 133.6 \text{ МВт/год}$$

Втрати теплоти в з'єднуючому трубопроводі [2]:

Загальна довжина трубопроводу:	80 м.
Товщина ізоляційного шару:	40 мм.
Діаметр труб з'єднування :	250 мм.
Товщина стінки труб:	5 мм.
Температура пару в трубопроводі:	297 °С
Температура навколишнього середовища :	20 °С

Величина теплових втрат з ділянки трубопроводу, [кВт / год] [17]:

$$Q_{\text{тр}} = b \cdot l \cdot q = 1.15 \cdot 80 \cdot 669,73 = 61,6 \text{ кВт / год} = 0,061 \text{ МВт / год}$$

$b$  – коефіцієнт, враховуючий теплові втрати через опори, арматуру і т.д., і приймається по СНиП 2 .04 .014, і він дорівнює:

- для труб  $d \leq 150$  мм = 1,2
- для труб  $d \geq 150$  мм = 1,15

$l$  – довжина трубопроводу, м

$q$  – теплові втрати з одного метру труби за одну годину, [Вт / м]

$$q = k \cdot 3,14 \cdot (t_{\text{п}} - t_{\text{с}}) = 0,77 \cdot 3,14 \cdot (297 - 20) = 669,73$$

$t_{\text{п}}$  – температура пару в трубопроводі, °С

$t_{\text{нс}}$  – температура навколишнього середовища, °С

$k$  – лінійний коефіцієнт теплопередачі, [Вт / м]

$$k = 1 / ((1/2\lambda_{\text{т}}) \cdot \ln(d_{\text{нт}} / d_{\text{вт}}) + (1/2\lambda_{\text{и}}) \cdot \ln(d_{\text{ни}} / d_{\text{ви}}) + 1 / (\alpha_{\text{н}} \cdot d_{\text{ни}})) \quad [17]$$

$\lambda_{\text{т}}$  – коефіцієнт теплопровідності матеріалу труби, [Вт / м<sup>2</sup> · °С];

$\lambda_{\text{и}}$  – коефіцієнт теплопровідності теплової ізоляції, [Вт / м<sup>2</sup> · °С];

$d_{\text{вт}}, d_{\text{нт}}$  – внутрішній і зовнішній діаметри труби відповідно, м;

$d_{\text{ви}}, d_{\text{ни}}$  – внутрішній і зовнішній діаметри ізоляції відповідно, м;

$\alpha_{\text{н}}$  – коефіцієнт тепловіддачі на зовнішній поверхні [Вт / м<sup>2</sup> · °С];

$$k = 1 / ((1/2 \cdot 58) \cdot \ln(250 / 240) + (1/2 \cdot 0,041) \cdot \ln(290/250) + 1 / (0,025 \cdot 290)) = 1 / (29 \cdot 0,0401 + 0,0205 \cdot 0,148 \cdot 3,68 + 0,13) = 0,77 \text{ [Вт / м}^2 \cdot \text{°С]}$$

В будь – якому ядерному реакторі відбувається розпад ядер важких елементів. Інтенсивність такого розпаду називають «вигоранням». В ядерному реакторі на швидких нейтронах за годину роботи вигорає теплової енергії [2] :

$$Q_{\text{виг}} = 67,7 \text{ МВт / год}$$

Рівняння теплового балансу має наступний вигляд

$$Q_{\text{а.з.}} = Q_{\text{пг}} + Q_{\text{заг.к}} + Q_{\text{тр}} + Q_{\text{т}}$$

$$1054 = 840 + (2,3 + 131,3) + 0,061 + 67,7$$

Складемо і проаналізуємо таблицю теплового балансу

Таблиця 1. «Рівняння теплового балансу енергетичного контуру (до модернізації)»

Статті приходу тепла			%	Статті витрат тепла			%
Кількість теплоти, яка виділяється в ядерному реакторі	МВт/год	1054	100	Кількість теплоти, яка витрачається в парогенераторах	МВт/год	840	80,66
				Загальні втрати теплоти під час конденсації пару	МВт/год	133,6	12,83
				Втрати теплоти в трубопроводі	МВт/год	0,061	0,0058
				Кількість теплоти, яка вигорає в ядерному реакторі	МВт/год	67,7	6,5
Загально:	1054 МВт/год	100%	Загально:	1041,3 МВт/год	100%		

Нев`язка повинна бути не більше 1.5 %

Нев`язка складає:  $\frac{1054 - 1041,3}{1054} \cdot 100 \% = 1,2049 \%$

## **Аналіз результатів розрахунку теплового балансу**

Звівши таблицю теплового балансу енергетичного контуру, помітно, що з системи втрачається 133,3 МВт/год або 12,83 % корисної теплоти. Це відбувається за рахунок теплообміну між охолоджуючою водою та гарячим паром в кожухотрубному теплообмінному агрегаті під час конденсації останнього. Тепловтрати з поверхні трубопроводу складають 0,061 МВт / год або 0,0058 %, даним числом можна знехтувати, так як в порівнянні з усіма іншими втратами теплоти, даний вид втрат тепла наймізерніший. Втрати тепла в активній зоні реактору, а саме 67,7 МВт / год або 6,5 % являються технологічними. В реакторі відбувається розпад важких елементів, тому, розпавшись, більше не можуть приймати участь в реакціях ділення, а отже не можуть продуктувати велику кількість тепла.

### **Розробка заходів щодо підвищення ефективності діючих теплообмінників**

В даний момент часу з енергетичного контуру електростанції втрачається 12,83 % корисної теплоти через кожухотрубні теплообмінники. Через дані теплообмінні пристрої постійно циркулює охолоджувальна вода, яка сприяє конденсації пару і відбирає з системи корисне тепло, яке потім віддається з води в атмосферу за допомогою конденсаторів (в зимній період часу), або ставків – охолоджувачів (в літній період).

Пропонується повна заміна діючих кожухотрубних теплообмінників з водяним охолодженням на більш сучасні і досконалі – розбірні пластинчаті теплообмінні апарати, в яких в ролі охолоджувача буде виступати переохолоджений водяний розсіл.

Переваги пластинчатих теплообмінників перед кожухотрубними:

- Значно більший коефіцієнт теплопередачі
- Розбірний, що дає змогу швидко замінити ущільнюючі деталі
- Не піддається корозії, матеріал пластин – нержавіюча сталь
- Має невелику вагу, що не потребує обов'язкового фундаменту

- Ресурс роботи до капітального ремонту – 15 – 20 років
- Невеликі габаритні розміри

Для конденсації пару пропонується спроектувати двоступеневу конденсаційну установку на основі двох розбірних пластинчатих теплообмінних апаратів, які будуть охолоджуватись за допомогою переохолодженого розсолу при температурі  $-2 \dots -5 \text{ }^{\circ}\text{C}$ , та двох сепараторів, типу пар – рідина після першої та другої ступенів охолодження.

Для охолодження розсолу пропонується спроектувати невелику аміачну холодильну установку, в склад якої буде входити: компресорна установка, яка складається з гвинтового і поршневого компресорів, двох аміачних випарників, двох-контурної конденсаційної установки закритого типу (типу газ – рідина) лінійного та циркуляційного ресиверів, проміжного сосуда, запірної та регулюючої арматури.

Холодильна установка буде спроектована двох контурною, це необхідно для першого та другого ступенів конденсації. Для кожного контуру необхідний свій випарник, в якому безпосередньо буде охолоджуватись холодоносій.

Підвід рідкого холодоагенту напряму в теплообмінник з гарячим паром не є можливим, так як в першу чергу для скіпання аміаку необхідний перепад тиску, та більш-менш низька температура навколишнього середовища. Окрім того, при аварійних ситуаціях, в випадку розриву пластини в теплообміннику, холодильна установка ризикує «підхвтити» воду, що в подальшому призведе до гідроудару по циліндрах або шнеках компресорів, а в подальшому «крижаних пробок» в самій системі. Саме тому використаємо двох контурну холодильну систему з попереднім охолодженням холодоносія.

Дане рішення дозволить нам зменшити:

- Кількість втраченої корисної теплоти
- Кількість підігрівачів низького тиску (ПНД)
- Втрати електричної енергії на роботу допоміжного обладнання.

- Кількість виробленої електроенергії в електрогенераторі.

В теперішній час, на електростанції використовують кожухотрубний теплообмінник «ПНВ СПЕ – 113 – 305 – 01МН», котрий пропонується замінити на більш досконалий – пластинчатий теплообмінник фірми «Анкор – Теплоэнерго» марки «WSKR – 190 – 25». Даний теплообмінник буде використовуватись в якості першої ступені теплообміну.

Відомості про пластинчатий теплообмінник «WSKR – 190 – 25»:

- Діапазон температур: - 25 ... + 280 °С
- Робочий тиск:  $25 \cdot 10^6$  Па
- Теплове навантаження: 150 МВт/год
- Внутрішній об'єм: 43.9 кг
- Товщина пластини: 0.41 мм

В якості другої ступені теплообміну пропонується використовувати пластинчатий теплообмінник фірми «Thermaks» марки «РТА(GD) – 42»

Відомості про пластинчатий теплообмінник «РТА(GD) – 42»:

- Діапазон температур: - 10 ... + 190 °С
- Робочий тиск:  $16 \cdot 10^6$  Па
- Теплове навантаження: 50 МВт/год
- Внутрішній об'єм: 21 кг
- Товщина пластини: 0.35 мм

В якості конденсатору для газоподібних парів аміаку пропонується пластинчатий теплообмінник фірми «Анкор – Теплоэнерго» марки «WSKR – 195 – 16».

Відомості про пластинчатий теплообмінник «WSKR – 195 – 16 »:

- Діапазон температур: - 30 ... + 180 °С
- Робочий тиск:  $16 \cdot 10^6$  Па
- Теплове навантаження: 170 МВт/год

- Внутрішній об'єм: 41,3 кг
- Товщина пластини: 0.41 мм

В якості випарників для двох теплообмінних контурів, приймаємо кожухотрубний випарник фірми «Thermokey» марки «ТМЕ 200/2», який має наступні характеристики:

- Діапазон температур: - 10 ... + 190 °С
- Робочий тиск:  $29 \cdot 10^6$  Па
- Теплове навантаження: 200 МВт/год
- Внутрішній об'єм: 49 кг
- Товщина трубок: 5 мм

Принципова схема конденсації відпрацьованого пару до розробки заходів щодо модернізації:

На парогенератори підводиться підігрітий до високої температури рідко-металічний натрій проміжного контуру та живильна вода. В парогенераторі, вода починає кипіти і перетворюватись в пар. Покинувши парогенератор, пар направляється на турбіну високого тиску, в якій потрапляючи на лопатки, починає приводити вал турбіни в рух. Вал турбіни і вал електрогенератора сполучені в одну вісь, таким чином, за допомогою пару перетворюють теплову енергію в електричну. Після циліндру високого тиску (ЦВТ) пар необхідно підігріти і позбавитись вкраплень конденсату, тому його відправляють на сепаратор – пароперегрівачі, після яких, пар потрапляє на циліндри низького тиску, де остаточно віддає свою енергію і починає перетворюватись в конденсат. Для конденсації парів енергетичного контуру, пар йде на кожухотрубний теплообмінник, в якому конденсується в рідину. Конденсат необхідно очистити від можливих включень солей і суспензій, які можуть в ньому міститись. Для цього використовують блочну обезсолюючу установку (БОУ), в яку конденсат потрапляє за допомогою конденсаційного електронасосу. Після БОУ, воду необхідно підігріти до температури +240°С, для цього використовують підігрівачі низького і високого тиску (ПНТ і ПВТ). Вода, яка була нагріта до температури

180°C, надходить в деаератор. Пройшовши деаерацію, вода подається на ПВД, де остаточно нагрівається до +240°C, а після подається на парогенератори.

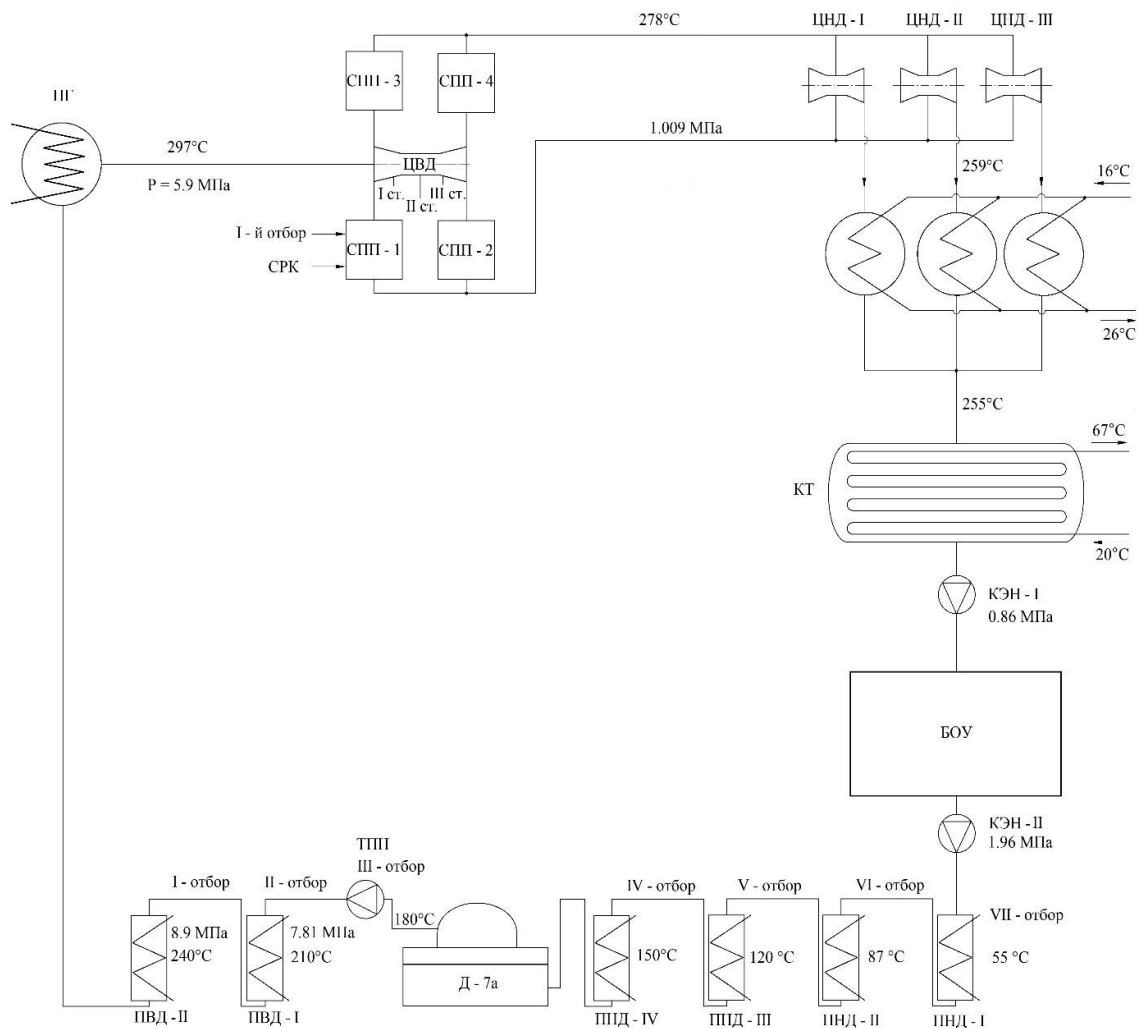


Рис. 5 Принципова теплова схема енергетичного контуру до розробки заходів модернізації

Принципова схема конденсації відпрацьованого пару з урахуванням запропонованих заходів:

Відпрацьований в турбіні низького тиску пар, поступає на першу ступінь теплообміну (або пластинчатий теплообмінник №1). В теплообмінник постійно подається холодний водний розсіл з температурою – 5 °С і гарячий пар з температурою + 259 °С. Пар конденсується в воду, яка «самопливом» стікає в барабан - сепаратор. В барабан – сепараторі, відбувається відділення залишку парів від конденсату. Конденсат зливається в збірний колектор з якого вода

потрапляє на конденсаційний електронасос, а недоконденсований пар відправляється на другу ступінь теплообміну. Там з паром відбувається те ж саме що й на першій ступені, але після барабан - сепаратора, пар можна повторно відправити на другу ступінь теплообміну, що дасть змогу повністю відконденсувати пари. В той самий час, на теплообмінники подається холодний розсіл, який допомагає в рази зменшити температуру гарячого пару. Після того як розсіл нагрівся в теплообміннику, віддавши свою холодну температуру гарячому пару, він перекачується на випарник, де абсорбує холод і віддає теплоту газоподібному аміаку. Газоподібний аміак збирається в збірних колекторах і під високим тиском поступає на конденсатор закритого типу. Конденсатор підведена лінія гарячих парів аміаку і відконденсованого в теплообміннику води. В конденсаторі, пари конденсуються в рідину, а забрана з пластинчатого теплообмінника №1 кількість енергії передається на нагрів живильної води енергетичного контуру. Після конденсатору, рідкий аміак накопичується в лінійному ресивері, з якого йде в циркуляційний ресивер. В циркуляційному ресивері відбувається кипіння рідини (за рахунок низького тиску) і компресором першої ступені пари «нагнітаються» до тиску  $6 \cdot 10^6$  Па і температури  $+120^\circ\text{C}$ . Щоб зберегти обладнання від перегріву, пари відправляють на проміжний посуд, в якому за принципом «барботажу» в рідкому (холодному) аміаку, знижується температура до  $+70^\circ\text{C}$  і далі, під тиском  $6 \cdot 10^6$  Па, пар відправляється на 2 ступінь, де він переживається до  $11 \cdot 10^6$  Па. Після чого, попадає на розподільчі колектори, після яких, на випарники першої і другої ступені, де він кипить і охолоджує розсіл до заданої температури.

Кількість розсолу, необхідного для роботи:

Першої ступені теплообміну, кг:

Коефіцієнт заповнення розсолем міжпластинчатого простору [14]:

$$\varphi = \frac{V_F}{V} = \frac{43.9}{43.9} = 1$$

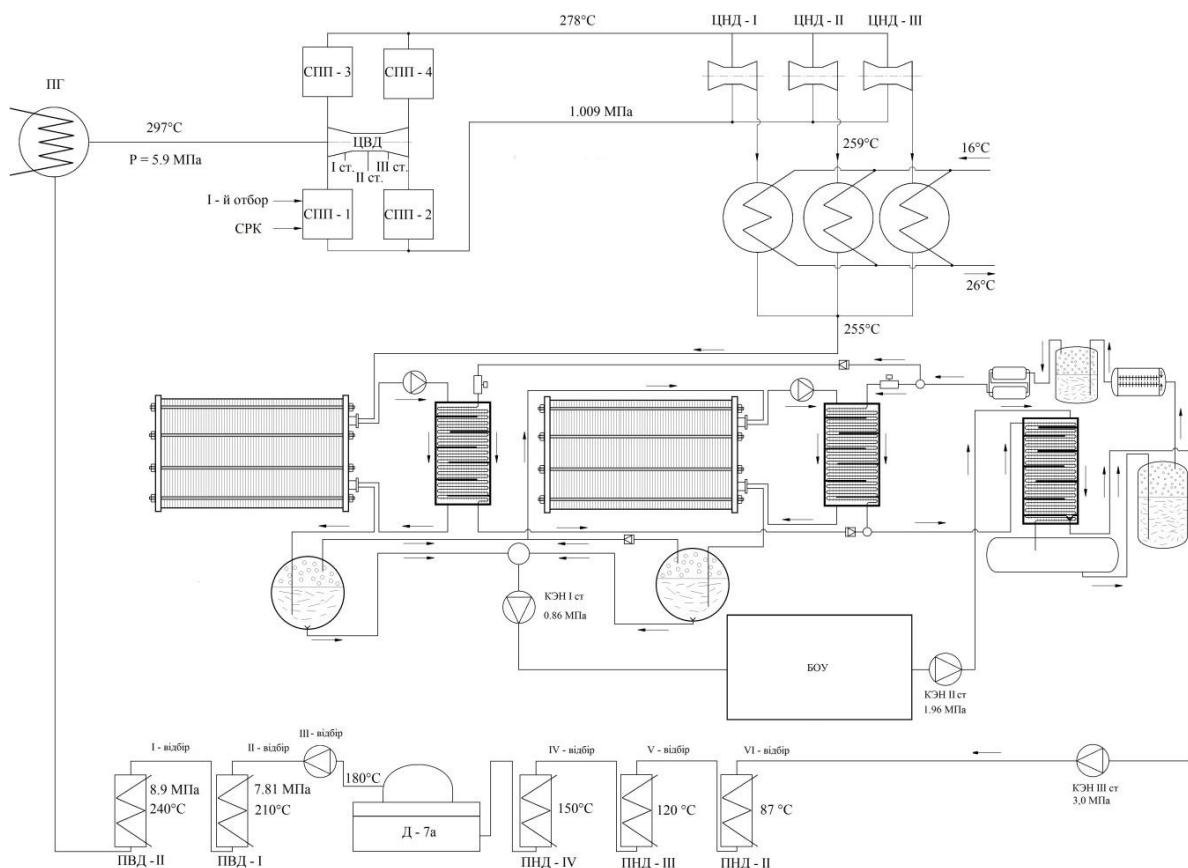


Рис.6. Принципова тепла схема енергетичного контуру з урахуванням запропонованих заходів

Маса розсолу для першої ступені теплообміну, визначається по формулі:

$$M_1 = \varphi \cdot V_i \cdot \rho_{Fi} + (1 - \varphi_i) \cdot V_i =$$

$$= 1 \cdot 43.9 \cdot 1.1972 + (1 - 0,8) \cdot 43,9 = 461.38 \text{ кг}$$

Коефіцієнт заповнення розсолу міжпластинчатого простору [14]:

$$\varphi = \frac{V_F}{V} = \frac{43.9}{43.9} = 1$$

Маса розсолу для другої ступені теплообміну, визначається по формулі:

$$M_2 = \varphi \cdot V_i \cdot \rho_{Fi} + (1 - \varphi_i) \cdot V_i =$$

$$= 1 \cdot 21 \cdot 1.1972 + (1 - 0,8) \cdot 21 = 105,58 \text{ кг}$$

Загальна кількість розсолу для двох ступеней, кг:

$$M_{\text{заг.}} = M_1 + M_2 + 2 M_{\text{вип}} = 461.33 + 105.58 + 2 \cdot 49 = 644 \text{ кг}$$

Приймаємо загальну масу розсолу:  $M_{\text{заг.}} = 650$  кг

За табличними даними[15]:, для охолодження 650 кг розсолу необхідно 4250 кг рідкого аміаку (Без врахування заповнення сполучних труб). На заповнення труб беруть додатково 23% від об'єму рідини (при 100 % заповненні рідким холодоагентом). Тоді загальна маса рідини в холодильному контурі складе [15]:

$$\begin{aligned} M_{\text{заг.}} &= (4250 + 23\% ) + V_{\text{кд}} + 2 \cdot V_{\text{вип}} = \\ &= (4250 + 977,5) + 41,3 + 2 \cdot 49 = 5366,8 \text{ кг} \end{aligned}$$

Тоді, приймаємо загальну масу холодоагенту:  $M_{\text{заг.}} = 5400$  кг

Так як, через один пластинчатий теплообмінник втрачається до 12 % тепла , тоді кількість тепла, яка буде віддаватись на закритому конденсаторі буде рівна [14]:

$$Q_{\text{з.т.}} = 131,3 - (131,3 \cdot 0,12) = 115,54 \text{ МВт/год}$$

Тоді з системи буде втрачатись тепла:

$$Q_{\text{втр}} = 131,3 - 115,54 = 15,76 \text{ МВт /год}$$

Розхід охолоджувального розсолу через теплообмінники, м<sup>3</sup>/год [14]:

$$W = \frac{Q}{C_b(t_{\text{вх}} - t_{\text{вих}})} = \frac{115\,544\,000}{4,468 (255 - 20)} = 110,04 \text{ м}^3/\text{год}$$

Температура оборотної води після теплообмінника буде рівною [15]:

$$t_{\text{вих}} = \left( \left( \frac{Q}{C_b} \right) W \right) t_b + \left( \left( \frac{115\,444\,000}{1,877} \right) 110,04 \right) 20 + 20 = 57^\circ\text{C}$$

Опираючись на ці дані, ми можемо скоротити кількість підігрівачів так як після нагріву води в конденсаторі ми нагріваємо воду до температури +57°C і при цьому розхід води рівний 110 м<sup>3</sup>/год (Замість +55°C, при розході 95 м<sup>3</sup>/год.). Дані рішення дозволять нам скоротити кількість нагрівачів низького тиску, що в свою чергу дозволить скоротити об'єм оборотної води і загальну довжину трубопроводу.

Рівняння теплового балансу після модернізації енергетичного контуру:

$$Q_{a.z.} = Q_{пг} + Q_{заг.к} + Q_{тр} + Q_{т}$$

$$1054 = 840 + 18,06 + 0,061 + 67,7$$

Таблиця 2. «Рівняння теплового балансу енергетичного контуру  
(після модернізації)»

Статті приходу тепла			%	Статті витрат тепла			%
Кількість теплоти, яка виділяється в ядерному реакторі	МВт/год	1054	100	Кількість теплоти, яка витрачається в парогенераторах	МВт/год	840	80,84
				Загальні втрати теплоти під час конденсації пару	МВт/год	15,76	1,51
				Втрати теплоти в трубопроводі	МВт/год	0,061	0,0058
				Кількість теплоти, яка вигорає в ядерному реакторі	МВт/год	67,7	6,51
				Кількість повторно витраченої теплоти	МВт/год	115,54	11,11
Загально: 1054 МВт/год			100%	Загально: 1039,06 МВт/год			100%

Нев`язка повинна бути не більше 1.5 %

Нев`язка складає:  $\frac{1054 - 1039,06}{1054} \cdot 100 \% = 1,4174 \%$

Звівши таблицю теплового балансу енергетичного контуру після модернізації помітно, що з системи стало втрачатись 15,76 МВт / год або 1,51 % корисного тепла. Якщо зіставити характеристику енергетичного контуру до та після розробки заходів щодо модернізації, помітно, що завдяки розробленим заходам вдалось зменшити втрати корисного тепла з системи в 8,47 рази або на 115,54 МВт / год. Інші дані залишились без зміни.

Технічні характеристики енергетичного контуру атомної електростанції до та після модернізації наведені в таблиці 3.

Таблиця 3 «Технічна характеристика енергетичного контуру».

Найменування	Одиниці виміру	Показники	
		До модернізації	Після модернізації
Кількість теплоти, яку витрачають парогенератори	МВт/год	840	840
Загальні витрати теплоти під час конденсації пару	МВт/год	131,3	15,76
Кількість підігрівачів високого тиску	шт	2	2
Кількість підігрівачів низького тиску	шт	4	3
Кількість повторно використаної теплоти	МВт/год	-	115,54

## ВИСНОВКИ

Темою науково – дослідницької роботи було підвищення ефективності роботи обладнання енергетичного контуру атомної електростанції. В її розділах був розглянутий принцип отримання великої кількості теплоти, необхідної для отримання пару. Також, детально були описані компоновки активних зон ядерних реакторів, а саме: з чого складається активна зона, з чого виділяється велика кількість тепла, як відбувається керування ядерними процесами в активній зоні, тощо. В розділі вибору атомного реактору ми розглянули три типи реакторів, а саме реактори типу РБМК, ВВЕР, БН. Був обраний реактор на швидких нейтронах, так як даний тип реакторів спроможний відтворювати ядерне паливо таке, як  $Pu^{239}$ , який за своїми характеристиками схожий на ядерне паливо для АЕС на теплових нейтронах –  $U^{235}$ . Після прийняття типу реактору, розглянули його енергетичний, або паровий контур. Детально описали механізм отримання електричної енергії, склали й проаналізували тепловий баланс контуру. Опираючись на розрахунки, помітно, що велика кількість тепла втрачається з енергосистеми за допомогою охолоджувальної води, яка використовується для конденсації парів в кожухотрубному теплообмінному пристрої. Зробивши аналіз теплового балансу, були розроблені заходи щодо підвищення ефективності роботи обладнання, а саме – замінити діючий теплообмінний пристрій на більш досконалий. Створити дві ступені теплообміну, необхідних для повної конденсації пару. Кількість теплоти, яка буде відібрана з системи за допомогою водяного розсолу, ми повернемо через закритий конденсатор аміачного контуру, шляхом підводу до нього оборотної води системи. В конденсаторі вода підігрівається до заданих параметрів, завдяки чому, ми маємо змогу відмовитись від підігрівача низького тиску. Підбивши підсумки, можемо зробити висновок, що дані заходи є доцільними, впровадження зменшить тепловитрати з енергетичного контуру та покращить ефективну роботу енергетичного обладнання.

## Список використаної літератури

1. Левин В. Е. Ядерная физика и ядерные реакторы. — М.: Атомиздат, 1979. — С. 288.
2. Багдасаров Ю. Е., Сараев О. М., Ошканов Н. Н. Реактор БН-600: Энергоблок № 3 Белоярской атомной станции. — Обнинск: ФЭИ, 1992. — 40 с.
3. Фридман, В. Долгий путь быстрой энергетики // В мире науки. — 2014. — № 4. — С. 15. — ISSN 0208-0621
4. Абрамов М. А., Авдеев В. И., Адамов Е. О. и др. Под общей редакцией Черкашова Ю. М. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК. — М.: ГУП НИКИЭТ, 2006. 632 с.
5. Доллежалъ Н. А., Емельянов И. Я. Канальный ядерный энергетический реактор. — М.: Атомиздат, 1980.
6. Емельянов И. Я., Михан В. И., Солонин В. И., под общ. ред. акад. Доллежала Н. А. Конструирование ядерных реакторов. — М.: Энергоатомиздат, 1982.
7. Резепов В. К., Денисов В. П., Кирилюк Н. А., Драгунов Ю. Г., Рыжов Ю. Б. Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций. — Подольск: ОКБ «Гидропресс», 2004. — 333 с. — (Создание реакторных установок ВВЭР для АЭС). Архивная копия от 14 октября 2016 на Wayback Machine
8. Афров А. М., Андрушечко С. А., Украинцев В. Ф., Васильев Б. Ю., Косоуров К. Б., Семченков Ю. М., Кокосадзе Э. Л., Иванов Е. А. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность. — М.: Университетская книга, Логос, 2006. — 488 с. — 1000 экз. — ISBN 5-98704-137-6.
9. Андрушечко С. А., Афров А. М., Васильев Б. Ю., Генералов В. Н., Косоуров К. Б., Семченков Ю. М., Украинцев В. Ф. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта. — М.: Логос, 2010. — 604 с. — 1000 экз. — ISBN 978-5-98704-496-4.

10. Овчинников Ф. Я., Семёнов В. В. Эксплуатационные режимы водородных энергетических реакторов. — 3 изд., пер. и доп. — М.: Энергоатомиздат, 1988. — 359 с. — 3400 экз. — ISBN 5-283-03818-1.
11. Тевлин С. А. Атомные электрические станции с реакторами ВВЭР-1000. — М.: Издательство МЭИ, 2002. — 344 с. — 1000 экз. — ISBN 5-7046-0831-0.
12. Аминов Р. З., Хрусталёв В. А., Духовенский А. С., Осадчий А. И. АЭС с ВВЭР: Режимы, характеристики, эффективность. — М.: Энергоатомиздат, 1990. — 264 с. — 2300 экз. — ISBN 5-283-03796-7.
13. Сидоренко В. А. Вопросы безопасной работы реакторов ВВЭР. — М.: Атомиздат, 1977. — 216 с. — (Проблемы ядерной энергетики). — 3000 экз.
14. Ибраев А.М., Сагдеев А.А. Теоретические основы холодильной техники, 2012. – 124 с. – 5240 экз.
15. Бараненко А.В., Калюнов В.С, Румянцев Ю. Д. Практикум по холодильным установкам, 2001. – 257 с. – 2750 экз.
16. Архаров А.М., Исаев С.И., Кожинов И.А., под общ. ред. Крутова В. И.: - Теплотехника, 1986. – 432 с.