

**ПІДТВЕРДЖЕННЯ МОЖЛИВОСТІ ПІДВИЩЕННЯ ПОТУЖНОСТІ
ЕНЕРГОБЛОКУ З ВВЕР-1000 ДО 104% НОМІНАЛЬНОЇ ПОТУЖНОСТІ**

**ПОДТВЕРЖДЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПОВЫШЕНИЯ МОЩНОСТИ
ЭНЕРГОБЛОКА С ВВЭР-1000 ДО 104% НОМИНАЛЬНОЙ МОЩНОСТИ**

**CONFIRMATION OF THE POSSIBILITY OF INCREASING THE CAPACITY OF THE
VVER-1000 REACTOR TO 104%**

Науковий керівник - кафедра АЕС; д.т.н., проф.

Кравченко В.П., Кравченко В.П., Kravchenko V.P.

Магістр – Кузьмич М.М, Кузьмич М.Н., Kuzmych N.P.

Анотація: Робота містить розрахункові дослідження для типового енергоблоку АЕС (В-320) відносно зміни основних параметрів реактора та парогенератора в результаті підвищення номінальної теплової потужності до 104% за рахунок зміни інженерних коефіцієнтів запасу, які включають в себе розрахунок горизонтального парогенератора ПГВ-1000М на підвищеній до 104% потужності, таблицю порівняння розрахованих режимів роботи реактора і парогенератора.

Зміна інженерних коефіцієнтів запасу привела до зниження розрахункової максимальної температури палива до 1994°C, що дозволяє підвищити номінальну потужність реактора ВВЕР-1000 на 4%.

За результатами розрахунків парогенератора видно, що площа теплопередаючої поверхні ПГВ-1000М перевищена на 89м². Але варто зауважити, що розрахунки проводилися не для поточного тиску в ПГ, а для максимально-допустимого, який дорівнює 6,4 МПа.

Ключові слова: атомна електростанція, реактор, парогенератор, підвищення потужності, безпека.

Аннотация: Работа содержит расчетные исследования для типичного энергоблока АЭС (В-320) в отношении изменения основных параметров реактора и парогенератора в результате повышения номинальной тепловой мощности до 104% за счет изменения инженерных коэффициентов запаса, которые включают в себя расчет горизонтального парогенератора ПГВ-1000М на повышенной до 104% мощности, таблицу сравнения

рассчитанных режимов работы реактора и парогенератора.

Изменение инженерных коэффициентов запаса привело к снижению расчетной максимальной температуры топлива до 1994°C, что позволяет повысить номинальную мощность реактора ВВЭР-1000 на 4%.

По результатам расчетов парогенератора видно, что площадь теплопередающей поверхности ПГВ-1000М превышена на 89м². Но стоит заметить, что расчеты проводились не для текущего давления в ПГ, а для максимально допустимого, равного 6,4МПа.

Ключевые слова: энергоблок, реактор, мощность, безопасность.

Annotation: The work contains computational studies for a typical nuclear power unit (B-320) in relation to changes in the basic parameters of the reactor and the steam generator as a result of an increase in the nominal thermal power to 104% due to changes in engineering safety factors, which include calculating the horizontal steam generator PGV-1000M for increased 104% of power, a table comparing the calculated operating modes of the reactor and the steam generator.

The change in engineering safety factors has led to a decrease in the estimated maximum fuel temperature to 1994°C, which makes it possible to increase the rated power of the VVER-1000 reactor by 4%.

According to the results of calculations of the steam generator, it is seen that the area of the heat transfer surface of PGV-1000M is exceeded by 89 m². But it is worth noting that the calculations were carried out not for the current pressure in the SG, but for the maximum allowable, equal to 6.4 MPa.

Key words: power unit, reactor, power, safety.

Вступ

Одним з методів підвищення економічної ефективності атомних електростанцій є підвищення потужності енергоблоків до значень вище номінального. Це в свою чергу вимагає проведення відповідних модифікацій із забезпеченням безпеки реакторної установки (РУ), яка повинна залишатися на високому рівні і задовольняти вимогам діючих нормативних документів. При цьому в світі є реальний досвід впровадження зазначених заходів, в тому числі для РУ з ВВЕР - поки виконано підвищення теплової потужності реакторів до 104% на Балаковській АЕС (енергоблоки № 1-4), Волгодонській АЕС (енергоблоки № 1, 2), Калінінській АЕС (енергоблоки № 1-4) і АЕС «Темелін»

(енергоблоки № 1, 2).

Реалізація програми з підвищення потужності вимагає виконання значного обсягу робіт та обґрунтувань, до основних з яких можна віднести аналіз працездатності ядерного палива, аналіз умов охолодження активної зони при всіх проектних режимах і динамічній стійкості РУ, аналіз можливості турбінної установки працювати з підвищеною витратою пари і живильної води, а також внесення необхідних змін до алгоритмів і установок систем управління і захисту. Особливе місце займають роботи з аналізу безпеки енергоблоку для обґрунтування неперевищення максимально проектної межі пошкодження активної зони при всіх проектних режимах експлуатації, з використанням умов і конфігурації РУ, що призводять до гірших наслідків, так званого консервативного підходу.

Досвід експлуатації ядерного палива і РУ ВВЕР-1000 в світі, по удосконаленню розрахункових методик і кодів, по уточненню в рамках впровадження нових конструкцій ТВЗ (ТВЗА, ТВЗ-2 виробництва ВАТ «ТВЕЛ», ТВЗ-WR виробництва «Вестінгауз», та ін.) початкових умов, що застосовуються при аналізі безпеки, вказує на їх відмінність від закладених проектом ще в 70-ті роки минулого століття для ВВЕР. Наприклад, нова проектна документація на ТВЗ-А вже частково містить елементи обліку реально виміряних параметрів РУ замість консервативних. Так, зменшено значення $K_{q_{інж}}$ (інженерних коефіцієнтів запасу на лінійне навантаження твелів і підігрів теплоносія).

Досягнутий рівень техніки дозволяє зменшити похибку вимірювань, знизити нечутливість і підвищити точність регулювання параметрів.

Вищевикладене дозволяє обґрунтувати і провести модифікацію, що дозволяє збільшити рівень теплової потужності без зниження рівня безпеки енергоблоку.

Мета роботи: Проведення розрахункових досліджень для типового енергоблоку АЕС (В-320) відносно зміни основних параметрів реактора та парогенератора ПГВ-1000М в результаті підвищення номінальної теплової потужності до 104 %.

Для досягнення поставленої мети треба вирішити наступні задачі:

- 1) розробити математичну модель розрахунку реактора ВВЕР-1000 (В-320);
- 2) порівняти основні параметри розрахованих варіантів, упевнившись, що підвищення потужності до 104% є можливим;
- 3) розробити математичну модель розрахунку парогенератора ПГВ-1000М;
- 4) розрахувати горизонтальний парогенератор, виявити необхідні параметри та площу теплопередаючої поверхні для режиму роботи енергоблоку на 104 % номінальної потужності;

5) зробити висновки, чи можливе, та на скільки вигідне підвищення номінальної теплової потужності реактора ВВЕР-1000 до 104 %.

Порівняння основних параметрів розрахованих режимів роботи реактора

Таблиця 1

Параметри теплоносія на вході та виході реактора (104% $N_{ном}$)

Назва параметру	Чисельні значення	
	на вході	на виході
Температура, °С	286,4	317,6
Тиск, МПа	15,7	15,5
Питомий об'єм, м ³ /кг	0,001328	0,001457
Ентальпія, кДж/кг	1265,3	1438,3

Таблиця 2

Параметри теплогідравлічного розрахунку

Параметри	100%	100% зі зміненими коефіцієнтами	104% зі зміненими коефіцієнтами
Для центральної ТВЗ			
Максимальна температура оболонки, °С	352,2	332,6	334,4
Максимальна температура палива, °С	2547,63	2126,31	2204,56
Для середніх параметрів			
Максимальна температура оболонки, °С	350,1	330,4	332,2
Максимальна температура палива, °С	2370,55	1993,73	2028,51
Запас по критичному тепловому навантаженні, $K_{зап}$	4,48	6,19	5,83

Таблиця 3

Параметри нейтронно-фізичного розрахунку

Параметри	100%	100% зі зміненими коефіцієнтами	104% зі зміненими коефіцієнтами
Середнє збагачення палива, x , %	2,787	2,757	2,763
Температура нейтронного газу, $T_{нг}$, °К	718,35	717,09	718,25
Ефективний коефіцієнт розмноження, $K_{эф}$	1,260	1,263	1,263
Кампанія реактора, $T_{кам}$, доби	327	333	319

Результати розрахунку парогенератора ПГВ-1000

За паспортними даними площа теплопередаючої поверхні парогенератора ПГВ-1000М дорівнює 6115 м². Результати розрахунків показали, що ми перевищили її на 89 м².

Але варто зауважити, що розрахунки проводилися не для поточного тиску в ПГ, а для максимально-допустимого, який дорівнює 6,4 МПа.

Далі представлена таблиця, в якій зазначено який тиск потрібно мати в ПГ (без зміни температур теплоносія і ж.в.) для того, щоб він міг працювати на номінальну потужність. Представлені результати для варіантів без заглушених трубок і з 10% заглушених трубок.

Таблиця 4

Залежність тиску від площі теплопередаючої поверхні в ПГ при номінальній потужності енергоблоку 104%

Найменування параметру	Числовий показник		
Тиск, МПа	6,3	6,283	6,155
Площа теплопередаючої поверхні, м ²	6201	6111	5498

Висновок

Були проведені розрахункові дослідження для типового енергоблоку АЕС (В-320) відносно зміни основних параметрів реакторної установки в результаті підвищення номінальної теплової потужності до 104% за рахунок зміни інженерних коефіцієнтів запасу.

Виконано теплогідравлічний розрахунок, з якого ясно, що зміна інженерних коефіцієнтів запасу досить сильно вплинула на температуру в РУ. Зміна даних коефіцієнтів викликала зниження максимальної температури палива більш ніж на 300°C. Після підвищення потужності реактора на 4%, температура зросла на 78°C, і навіть при підвищеній потужності, максимальна температура палива далека від температури його плавлення.

Також виконано нейтронно-фізичний розрахунок, по якому видно, що підвищення потужності на 4% тягне за собою зменшення кампанії реактора на 14 діб.

За результатами розрахунків парогенератора видно, що ми перевищили площу теплопередаючої поверхні парогенератора ПГВ-1000М на 89 м². Але варто зауважити, що розрахунки проводилися не для поточного тиску в ПГ, а для максимально-допустимого, який дорівнює 6,4 МПа.

Список використаних джерел

1. Хрусталеv В. А. Повышение мощности энергоблоков АЭС с PWR в США // Атомная техника за рубежом. - 1988. - № 5. -С. 10-14.
2. Шутіков А. В. Обґрунтування способів і ефективності підвищення потужності енергоблоків АЕС з ВВЕР вище номінального рівня // Вісник СГТУ. - 2006. - №4 (20). – С. 32-39.
3. Запорізька АЕС. Енергоблок №5. Звіт з аналізу безпеки. Аналіз запроектних аварій. База Даних по ЯПВУ для цілей АЗПА. ЕР37-2006.310.ОД.1. 2006. – 2007. – 132 с.
4. Верхівкер Г. П., Кравченко В. П. Теплогідравлічний і нейтронно-фізичний розрахунки Ядерного реактора типу ВВЕР // Методичні вказівки для студентів за спеціальністю 7.09.05.06. – Одеса: ОНПУ. - 1995. – 55 с.
6. Кравченко В. П., Верхівкер Г. П. Основи розрахунку і конструювання ядерних енергетичних реакторів. - 2009. - С. 376-403.
7. Skalozubov V., Kozlov I., Chulkin O., Komarov Yu., Piontkovskyi O. Analysis of Reability-Critical Hydraulic Impact Conditions at WWER-1000 NPP Active Safety Systems // Ядерна та радіаційна безпека. - 2019. - № 1(81). - P. 161-162.
8. Скалозубов В. И. Основы продления эксплуатации АЭС с ВВЭР : монография / В. И. Скалозубов, А. А. Ключников, Е. С. Лещетная ; под ред В. И. Скалозубова ; НАН

Украины, Ин-т проблем безопасности АЭС. - Чернобыль (Киев, обл.) : Ин-т проблем безопасности АЭС. - 2011. - 384 с.

9. Кравченко В. П. Послуги забезпечення техногенної безпеки водойми-охолоджувача АЕС за рахунок організації раціонального режиму обміну води шляхом продувки-підживлення та біолого-хімічного моніторингу / В. П. Кравченко, В. А. Мороз // The Scientific Heritage / Budapest, Hungary. – 2018. - № 21. - Р. 61-67.

10. Герлига В. А. Очистка водных растворов от солей и радионуклидов / В. А. Герлига, В. П. Кравченко, И. А. Притыка // Ядерная и радиационная безопасность. – 2018. - № 1. - С. 47-51.

11. Кравченко В. П. Стандартные условия и эффективность водооборотных систем охлаждения с испарительными охладителями / В. П. Кравченко, С. К. Сосновский // Энергетика и электрификация. – 2018. - № 4. – С. 13-21.

12. O. Mazurok, V. Kravchenko Analysis methodologies in the framework of resource extension of reactor pressure vessels // Proceedings of Odessa Polytechnic University. – 2018. - № 3(56). - Р. 39-47.