

В.И. Коньшин, канд. техн. наук, доц., Г.Ю. Евлахович, магистрант
Национальный технический университет Украины «Киевский политехнический институт»

АНАЛИЗ ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ВЫГОРОДКИ РЕАКТОРА ЭНЕРГОБЛОКА №1 ОП ЮУАЭС

Сделан анализ рассчитанного флюенса нейтронов для выгородки реактора ВВЭР-1000. Определены текущие и прогнозные механические свойства материала выгородки – стали 08X18H10T. Представлена математическая модель радиационной ползучести материала элемента ВКУ. Реализована математическая модель распухания аустенитной стали 08X18H10T, учитывающая напряженно-деформированное состояние, температуру, влияние пластических деформаций и радиационной ползучести. Даны оценки формоизменению и напряженному состоянию выгородки в течение 25, 40 и 60 лет работы реактора ВВЭР-1000. Показано, что за период 60 лет металл выгородки удовлетворяет всем предъявленным требованиям.

Ключевые слова: внутрикорпусные устройства (ВКУ), выгородка, флюенс, радиационное распухание, радиационная ползучесть, ВВЭР-1000, объемные деформации.

Введение

К настоящему времени срок эксплуатации для большинства энергоблоков АЭС Украины превысил половину срока, назначенного в проекте, и который к 2025 г. для большинства ныне действующих энергоблоков АЭС будет исчерпан. В связи с этим технически обоснованное и экономически целесообразное продление срока эксплуатации энергоблоков АЭС при соблюдении требований национальных норм и правил ядерной и радиационной безопасности и рекомендаций МАГАТЭ относится к первоочередным задачам ГП НАЭК "Энергоатом" на ближайшее время. Важной частью работ по продлению срока эксплуатации есть работы, связанные с оценкой технического состояния внутрикорпусных устройств, в частности и выгородки.

Выгородка ядерного реактора ВВЭР-1000 (рисунок 1) подвержена высоким дозам радиационного облучения, которое вызывает возникновение целого комплекса дефектов, приводящих к деградации физико-механических свойств материала. Облучение не только приводит к изменению физических свойств материала выгородки, но и к изменению её объема – распуханию. Распухание обусловлено различной подвижностью радиационных точечных дефектов, приводящей к избытку вакансий и образованию их скоплений в виде пор в объёме облучаемого материала. Процесс распухания в значительной степени зависит от радиационной дозы, температуры облучения и связанных с распуханием материала напряжений и пластических деформаций.

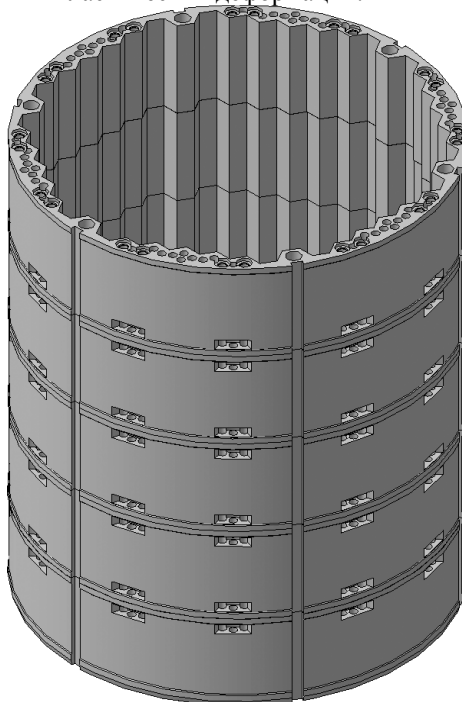


Рисунок 1 – Общий вид выгородки

Прогнозирование радиационного распухания материала выгородки важно с точки зрения возможности извлечения крайних ТВС из активной зоны и смыкания зазора между выгородкой и стенкой шахты, что влечет за собой изменение теплообмена в активной зоне, последствия которого могут быть опасны из-за нарушения температурного режима работы реактора. Полное смыкание зазора между выгородкой и стенкой шахты и дальнейшее распухание выгородки приводит к значительному деформированию стенки шахты и росту напряжений, что может привести к ее разрушению. Прогнозирование изменения напряженно-деформированного состояния ВКУ в процессе эксплуатации, в том числе для обоснования продления ресурса действующих энергоблоков ВВЭР-1000 до 60 лет, является сегодня крайне актуальной задачей.

Входные данные

В качестве входных данных по полученной дозе были использованы данные ИЯИ (Чехия, г. Ржеж) для 25,40 и 60 лет эксплуатации, которые представлены в таблицах 1 и 2 [1].

Таблица 1 – Максимальный флюенс нейтронов с $E_n > 0,5$ МэВ за 25 топливных кампаний на уровне максимума аксиального распределения флюенса нейтронов

Элемент ВКУ	Флюенс нейтронов, нейтр/м ²	
	внутренняя поверхность	внешняя поверхность
выгородка	$3,56 \times 10^{26}$	$4,69 \times 10^{25}$

Таблица 2 – Максимальное расчетное значение флюенса нейтронов с $E_n > 0,5$ МэВ за 40 и 60 топливных кампаний на уровне максимума аксиального распределения флюенса нейтронов

Элемент ВКУ	Поверхность элемента	40 топливных кампаний		60 топливных кампаний	
		оценка 1	оценка 2	оценка 1	оценка 2
		нейтр/м ²			
Выгородка	внутренняя	$5,7 \times 10^{26}$	$5,36 \times 10^{26}$	$8,54 \times 10^{26}$	$8,31 \times 10^{26}$
	внешняя	$7,5 \times 10^{25}$	$7,04 \times 10^{25}$	$1,13 \times 10^{26}$	$1,02 \times 10^{26}$

Приведенные выше в таблицах значения флюенса нейтронов были использованы для определения механических свойств материала выгородки – стали 08X18H10T. Текущие и прогнозные свойства (таблицы 3-5) материала выгородки были получены из трендовых кривых, которые построены на основе имеющихся результатов испытаний материала ВКУ АЭС Грайфсвальд [2] (то есть материала, облученного в реакторе ВВЭР-440 после 15 лет эксплуатации) и аустенитных сталей, облученных в реакторе на быстрых нейтронах БОР-60 [3-5], а также результатов оценки флюенса нейтронов на элементы ВКУ реактора энергоблока № 1 ОП ЮУАЭС.

Таблица 3 – Значение механических свойств материала ВКУ после 25 лет эксплуатации реактора энергоблока № 1 ОП ЮУАЭС (T= 320°C)

Элемент ВКУ	Флюенс нейтр/м ² ($E_n > 0,5$ МэВ)	Доза, с.н.а. ($E_n > 0,5$ МэВ)	R _{p0,2} , МПа	R _m , МПа	R _m /R _{p0,2}	Z, %	A, %	J _{0,2} , кДж/м ²
выгородка (максимум)	3,56E+26	29	806	806	1,0	44	7	7
выгородка (минимум)	1,82E+25	1,16	530	653	1,23	53	11	194

Таблица 4 – Значение механических свойств материала ВКУ после 40 лет эксплуатации реактора энергоблока № 1 ОП ЮУАЭС (T= 320°C)

Элемент ВКУ	Флюенс нейтр/м ² ($E_n > 0,5$ МэВ)	Доза, с.н.а. ($E_n > 0,5$ МэВ)	R _{p0,2} , МПа	R _m , МПа	R _m /R _{p0,2}	Z, %	A, %	J _{0,2} , кДж/м ²
выгородка (максимум)	5,70E+26	47	810	810	1,0	44	7	4
выгородка (минимум)	2,91E+25	1,9	611	699	1,14	50	9	121

Таблица 5 – Значение механических свойств материала ВКУ после 60 лет эксплуатации реактора энергоблока № 1 ОП ЮУАЭС (Т= 320°С)

Элемент ВКУ	Флюенс нейтр/м ² (E _n >0,5МэВ)	Доза, с.н.а. (E _n >0,5МэВ)	R _{p0,2} , МПа	R _m , МПа	R _m /R _{p0,2}	Z, %	A, %	J _{0,2} , кДж/м ²
выгородка (максимум)	8,54E+26	71	810	810	1,0	44	7	3
выгородка (минимум)	4,37E+25	2,8	666	729	1,1	48	9	81

В таблицах представлены следующие величины:

R_{p0,2} – предел текучести, МПа;

R_m – предел прочности, МПа;

A – относительное удлинение, %;

Z – относительное сужение, %;

J_{0,2} – J-интеграл, кДж/м².

Оценка радиационного распухания

Оценка радиационного распухания была выполнена в три этапа:

1) температурный расчет с целью определения температуры в каждом элементе модели выгородки, для расчетного состояния – эксплуатация реактора на полной мощности (НЭ);

2) аналитический расчет объемных деформаций (т.е. радиационного распухания), используя значения температуры, определенной на предыдущем этапе, и величину с.н.а. (смещения на атом);

3) решение задачи механики (упруго-пластической) для определения изменения формы выгородки с использованием в качестве нагрузки объемных деформаций, которые были определены на предыдущем этапе.

Температурный расчет для оценки радиационного распухания

На данном этапе выполнен расчет стационарного температурного поля при условиях эксплуатации реактора на полной мощности (при нормальной эксплуатации). Для моделирования этой ситуации была выбрана кампания № 22. Расчет представляет собой решение стационарной температурной задачи с внутренними источниками теплоты, которые соответствуют радиационным тепловыделениям при эксплуатации реактора на полной мощности (НЭ), и с соответствующими постоянными во времени краевыми условиями. Расчет был выполнен на трехмерной модели.

Учитывая симметричность выгородки в окружном направлении, была смоделирована только одна двенадцатая ее сечения, соответствующая центральному углу 30°. Высота модели составляет 400мм (участок с максимальным флюенсом нейтронов). Модель с конечно-элементной сеткой представлена на рисунке 2.

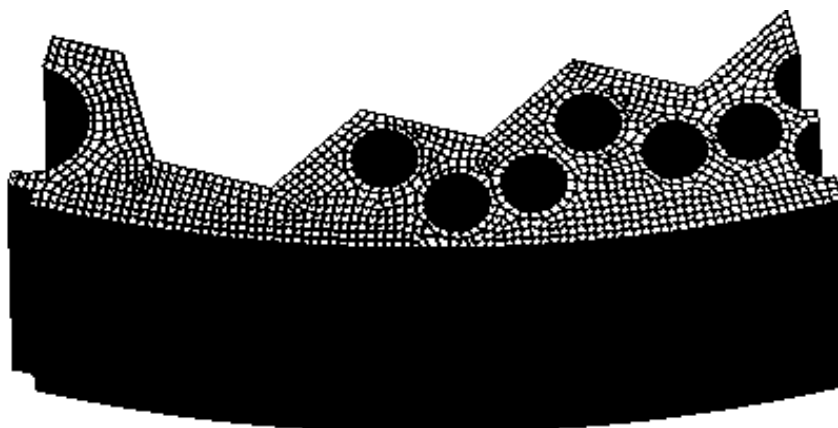


Рисунок 2 – Модель выгородки

В расчет стационарного температурного поля входят следующие данные: радиационные энерговыделения вследствие гамма-облучения, температура теплоносителя и коэффициенты теплоотдачи, соответствующие НЭ. Радиационные энерговыделения вследствие гамма-облучения входят в температурный расчет как источники теплоты в соответствующей задаче теплопередачи, температура теплоносителя и коэффициенты теплоотдачи заданы на границе выгородки в качестве краевых условий третьего рода (все упомянутые величины постоянные во времени).

Температура теплоносителя и коэффициенты теплоотдачи на границе выгородки были рассчитаны с помощью кода RELAP5. Значения рассчитанных температур и коэффициентов теплоотдачи (в верхней части выгородки) приведены в таблице 6.

Таблица 6 – Температура теплоносителя и коэффициенты теплоотдачи на границах выгородки

Параметр	Размерность	Внутренняя поверхность выгородки	Наружная поверхность выгородки	Классические каналы	Каналы с контейнерами для образцов-свидетелей	Большой канал
Температура теплоносителя	[°C]	320	291,7	292,1	291,7	291,7
Коэффициент теплоотдачи	[В·м ⁻² ·К ⁻¹]	39017	15900	1331	2308	1115

Стационарная задача теплопроводности была решена как нелинейная, с учетом зависимости свойств материала от температуры.

Результаты расчета стационарного температурного поля приведены на рисунке 3. Максимальная температура достигнута внутри выгородки на краю смоделированного симметричного сегмента (обозначение серым кружком), и составляет 435,5°С.

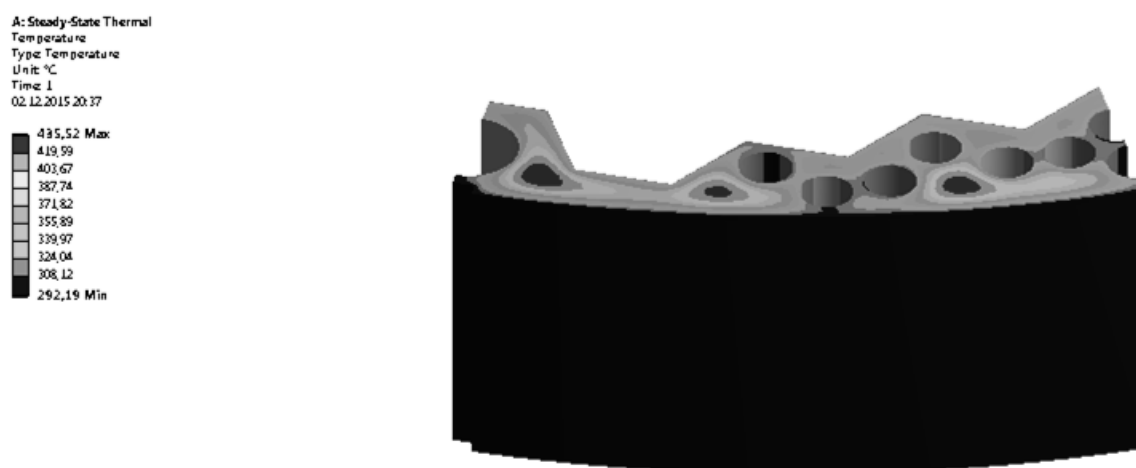


Рисунок 3 – Распределение температуры в выгородке при нагрузке радиационными энергосвыделениями для кампании № 22 (НЭ)

Аналитический расчет объемных деформаций вследствие радиационного распухания

Результаты расчетов стационарного температурного поля и величины с.н.а. использовались в аналитическом расчете объемных деформаций, с использованием следующей формулы [6]:

$$\Delta V/V = 0,55(\Phi + 0,1T - 67)\exp(-29 \cdot 10^{-5}(T - 485)^2), \quad (1)$$

где $\Delta V/V$ – относительное радиационное распухание (представлено в виде относительной объемной деформации ϵ_v), [%],

Φ – повреждающая доза, [с.н.а.],

T – температура облучения, [°C].

Если выражение $(\Phi + 0,1T - 67)$ в уравнении (1) становится отрицательным (что наступает для низких значений повреждающей дозы), то необходимо положить его равным нулю, вследствие чего объемная деформация, определяемая по формуле (1), становится также равной нулю.

По формуле (1) были определены относительные объемные деформации выгородки для 25, 40 и 60 лет эксплуатации реактора, которые используются при решении соответствующих задач механики для оценки распухания.

На основе объемных деформаций, определенных по формуле (1), рассчитаны отдельные составляющие тензора деформаций ϵ_x , ϵ_y , ϵ_z (причем предполагается, что $\epsilon_x = \epsilon_y = \epsilon_z$), с использованием следующего выражения:

$$\epsilon_x = \sqrt[3]{\epsilon_v + 1} - 1, \quad (2)$$

где $\epsilon_v = (\Delta V/V)/100$.

Задачи механики, решенные в рамках оценки радиационного распухания

Оценка радиационного распухания выгородки после 25, 40 и 60 лет эксплуатации реактора выполнена путем решения соответствующих задач механики с учетом в качестве нагрузки объемных деформаций. Эти задачи решены как на двухмерной, так и на трехмерной модели. При решении этих задач учитывались механические свойства облученного материала. Задачи решены как упруго-пластические. Поскольку для материала, облученного до высоких доз, предел текучести по значению практически приближается к пределу прочности, то была использована модель идеально-пластического материала.

Результаты расчета радиационного распухания представлены в таблице 7.

Таблица 7 – Максимальные значения напряжений, деформации и перемещений в поперечном сечении выгородки вследствие радиационного распухания

Срок эксплуатации	Максимальная объемная деформация (максимальное радиационное распухание) $\Delta V/V$	Максимальное напряжение (Tresca)	Максимальная пластическая деформация	Максимальное радиальное перемещение в направлении до центра АЗ	Максимальное радиальное перемещение в направлении от центра АЗ
[лет]	[%]	[МПа]	[%]	[мм]	[мм]
25	0,4	183	0,0	0,02	0,000
40	2,1	875	0,2	0,5	0,3
60	4,6	918	1,4	1,6	1,2

Выводы

В рамках работы по оценке технического состояния выгородки выполнены расчеты радиационного распухания, а также определены текущие и прогнозные механические свойства основного металла элемента ВКУ. Для этой цели проведены расчеты распределения температуры с учетом объемных тепловыделений, радиационного распухания и радиационной ползучести, а также выполнена оценка изменения формы выгородки за период эксплуатации 60 лет.

По результатам выполненных расчетов можно сделать следующие выводы:

1) учитывая особенность подхода, выбранного для прогноза механических свойств (а именно: при облучении свыше 10 с.н.а. параметры процесса упрочнения насыщаются и значение предела текучести становится очень близким по значению к пределу прочности, поэтому в рамках точности экспериментальных измерений не имеет смысла использовать две переменные) материала выгородки, для которого полученное максимальное значение дозы даже после 25 лет эксплуатации выше 10 сн, предел прочности равен пределу текучести.

В тоже время, для общей оценки состояния материала выгородки следует учитывать все механические свойства. Материал выгородки после облучения остается пластичным, даже если предел текучести будет равен пределу прочности, так как значение относительного удлинения (A) сохраняется больше, чем значение относительного удлинения при максимальной нагрузке ($A=A_m$) и больше, чем значение удлинения 0,2 % (т.е. удлинение при котором напряжение равно пределу текучести): $A > A_m \geq 0.2\%$.

2) относительное сужение материала выгородки под действием облучения уменьшается, но, даже для 60 лет эксплуатации не ниже значений, приведенных в ТУ и нормах [7]. В сравнении с паспортными данными в процессе эксплуатации значение относительного сужения понизилось, но осталось больше 40 % (для материала выгородки при максимальной дозе).

3) максимальное радиальное перемещение выгородки (в направлении ее центра) для 60 лет эксплуатации достигает значения 1,6 мм на внутренней поверхности в грани в области канала № 2. Это перемещение не превышает величину зазора между выгородкой и ТВС, который равен 5 мм [8]. Таким образом, можно заключить, что изменение формы выгородки после 60 лет эксплуатации удовлетворяет требованиям по величине зазора;

4) максимальное радиальное перемещение выгородки (в направлении, противоположном ее центру) для 60 лет эксплуатации достигает значения 1,2 мм на внешней поверхности. Это перемещение не превышает величину зазора между выгородкой и шахтой в месте соединения колец, которая равна 2,5 мм [8]. Таким образом, можно заключить, что изменение формы выгородки после 60 лет эксплуатации удовлетворяет требованиям по величине зазора;

5) для срока службы 25, 40 и 60 лет радиационное распухание достигает приемлемых значений – 0,4%, 2,1% и 4,6% соответственно. Эти значения благоприятны с точки зрения сопротивления материала выгородки хрупкому разрушению.

Следует отметить, что выполненный анализ содержит множество консервативных допущений.

1. Трехмерная модель обчислена на достаточно грубой сетке, которая дает результаты с некоторой погрешностью.
2. Не учтены условия закрепления колец выгородки в граненом поясе шахты с помощью труб и соединение колец между собой при помощи шпилек.
3. Модель не учитывает изменения температуры теплоносителя по высоте выгородки и коэффициентов теплопередачи между выгородкой и теплоносителем.

Список литературы

1. Расчет флюенса нейтронов на выгородку, включая элементы ее крепления // Отчет ИЯИ № 10 SMP 280, ДИТИ 2301/97, 2011.
2. Behavior of 08X18H10T Steel after 15 Years of Operation as Core Shroud of WWER 440 Plant / A. Hojna, M. Falcnik, O. Hietanen, L. Hulinova, R. Korhonen, F. Oszvald // 11th Int. Conference "Material Issues In Design, Manufacturing And Operation Of Nuclear Power Plants Equipment", 2010, St. Petersburg.
3. Effect of Neutron Irradiation on Microstructure and Mechanical Properties of VVER-type Reactor Vessel Internals / J. Kočík, M. Postler, M. Žamboch, E. Keilová, J. Burda: Fontevraud 5// International Symposium on PWR, France, 2002.
4. Оценка внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР-440 и 1000, заключительный отчет, ДИТИ 302/166, 2000 г.
5. Жамбох М. Составление модели повреждения с точки зрения радиационного упрочнения и коррозионного растрескивания / М. Жамбох, М. Рушак, ДИТИ 302/161, 2000 г.
6. Прочность основного оборудования и трубопроводов реакторных установок ВВЭР/ Н.В. Шарый, В.П. Семишкин, В.А. Пиминов, Ю.Г. Драгунов – М.: ИздАТ 2004, Москва.
7. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. ПНАЭ Г -7-002-86.
8. №23/3812.3.12.1-4 База данных ядерной паропроизводительной установки с реактором ВВЭР-1000/302.

V.I. Konshin, H.Y. Yevlakchovych

Nation Technical University of Ukraine «Kyiv Polytechnic Institute»

THE TECHNICAL CONDITION ANALYSIS OF THE CORE SHROUD AT THE SUNPP-1 REACTOR

The calculations of neutron fluence on the WWER-1000 reactor's core shroud were made. The current and predicted mechanical properties of the main material (Steel 08X18H10T) of the core shroud were determined. Represented mathematical model for the radiation creep at the main material of the vessel internals. The radiation intumescence mathematical model for the austenitic steel that considers different properties (stress strain condition, temperature, the influence of radiation creep and plastic deformation) was implemented. The forming and stress condition evaluations of the core shroud were made for the operational term of 25, 40 and 60 years.

It is shown that for a period of 60 years metal core shroud meets all requirements

Key words: vessel internals, core shroud, fluence, radiation creep, radiation intumescence, WWER-1000, volumetric deformation.

References

1. Calculation of the neutron flux in the cubicle, including elements of its fastening // Report INR № 10 SMP 280, DITI 2301/97, 2011.
2. Behavior of 08X18H10T Steel after 15 Years of Operation as Core Shroud of WWER 440 Plant / A. Hojna, M. Falcnik, O. Hietanen, L. Hulinova, R. Korhonen, F. Oszvald // 11th Int. Conference "Material Issues In Design, Manufacturing And Operation Of Nuclear Power Plants Equipment", 2010, St. Petersburg.
3. Effect of Neutron Irradiation on Microstructure and Mechanical Properties of VVER-type Reactor Vessel Internals / J. Kočík, M. Postler, M. Žamboch, E. Keilová, J. Burda: Fontevraud 5// International Symposium on PWR, France, 2002.
4. Evaluation of internals of VVER-440 and 1000, the final report, DITI 302/166, 2000.
5. Žamboch M. Modelling of damage in terms of radiation hardening and corrosion cracking / M. Žamboch, M. Ruchac, DITI 302/161, 2000.
6. The strength of the main equipment and piping VVER Reactors / N.V. Shary, V.P. Semishkin, V.A. Piminov, Yu.G. Dragunov – M.: IzdAT 2004, Moscow
7. The rules for calculating the strength of the equipment and pipelines of nuclear power plants. PNAE G-7-002-86.
8. №23/3812.3.12.1-4 Database nuclear steam output plant with reactor VVER-1000/302.

УДК 62.621

В.І. Кольшин, канд. техн. наук, доц., Г.Ю.Євляхович, магістрант

Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут»

АНАЛІЗ ТЕХНІЧНОГО СТАНУ ВИГОРОДКИ РЕАКТОРА ЕНЕРГОБЛОКУ №1 ВП ЮУАЕС

Зроблено аналіз розрахованого флюенсанейтронів для вигородки реактора ВВЕР-1000. Визначені поточні та прогностні механічні властивості матеріалу вигородки – сталі 08X18H10T. Представлена математична модель радіаційної повзучості матеріалу елемента ВКП. Реалізована математична модель розпухання аустенітної сталі 08X18H10T, яка враховує напружено-деформований стан, температуру, вплив пластичних деформацій та радіаційної повзучості. Дані оцінки зміни форми та напруженому стану вигородки протягом 25, 40 та 60 років роботи реактора ВВЕР-1000. Показано, що за період 60 років метал вигородки задовольняє всім пред'явленим вимогам.

Ключові слова: внутрішньокорпусні пристрої (ВКП), вигородка, флюенс, радіаційне розпухання, радіаційна повзучість, ВВЕР-1000, об'ємні деформації.

Надійшла 12.02.2016

Received 12.02.2016

УДК 620.9:697.32

М.Ф. Боженко, канд. техн. наук, доцент; І.Я. Перевьорткіна

Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут»

КАСКАДНА УТИЛІЗАЦІЯ ТЕПЛОТИ ДИМОВИХ ГАЗІВ ОПАЛЮВАЛЬНИХ ВОДОГРІЙНИХ КОТЕЛЕНЬ

Наведені методику і результати розрахунків енергетичної ефективності калориферних установок, що використовуються для утилізації теплоти димових газів водогрійних котелень, при їх експлуатації в «сухому» та «мокрому» режимах. Визначені мінімальні температури охолодження димових газів в калориферах, при яких досягається максимальний потік відведеної теплоти. Встановлені оптимальні значення коефіцієнтів байпасування гарячих димових газів поза калориферними установками при різних початкових температурах.

Ключові слова: котел, димові гази, утилізатор-калорифер, тепловий потік, ентальпія, вологовміст, енергетична ефективність.

Вступ

Сьогодні на передній план в комунально-побутовій теплоенергетиці висунута задача економії природного газу, одним з шляхів якої є підвищення коефіцієнта корисної дії джерел теплоти, зокрема, опалювальних водогрійних котелень.

Відомо, що в багатьох діючих котельнях систем централізованого та помірно-централізованого теплопостачання в експлуатації знаходяться водогрійні котли типу КВ-ГМ, температура димових газів на виході з яких при спалюванні газу t'_r коливається від 140°C до 190°C, а ККД – від 90,5% до 92,5% [1]. Зниження t'_r сприятиме підвищенню ККД котла, а загалом і котельні в цілому.

Постановка задачі

Теплота димових газів, що охолоджуються, може бути використана для нагрівання води власних потреб котельні (сирої чи хімічно-підготовленої), гарячого водопостачання (при централізованому її приготуванні у котельні), низькотемпературних систем опалення і т.ін., в поверхневих чи контактних теплоутилізаторах.

Виконані на кафедрі ТПТ НТУУ «КПІ» дослідження порівняльної ефективності утилізаторів теплоти димових газів пароводогрійних котелень показали, що з економічної точки зору за мінімальною величиною зведених витрат найефективнішими є поверхневі утилізатори-калорифери [2]. При виконанні розрахунків розглянуті варіанти встановлення за паровим котлом ДЕ-6,5-14 ГМ шести поверхневих калориферів КсК 3-12 тепловою потужністю 246 кВт, що використовуються для нагрівання сирої води в котельні від 5 до 25 °С, а також контактного утилізатора з активною насадкою КТАН-0,5 УГ теплопродуктивністю 520 кВт, який використовується для нагрівання сирої води від 5 до 20 °С і хімічно підготовленої води від 20 до 50 °С. За відомими співвідношеннями визначали зведені витрати, які для калориферної установки склали 55600 грн, а для контактного утилізатора – 840000 грн. Питомі зведені витрати, які віднесені до 1 кВт утилізованої теплоти, склали відповідно 226 грн/кВт і 1600 грн/кВт.