

На правах рукописи

НЕСТЕРОВ Владимир Николаевич

**ВЛИЯНИЕ ОСОБЕННОСТЕЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПАРАМЕТРОВ
ПОЛЯ ПОВРЕЖДАЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА СРОК СЛУЖБЫ
ГРАФИТА В КАНАЛЬНЫХ РЕАКТОРАХ**

Специальность 05.14.03 –

Ядерные энергетические установки, включая проектирование,
эксплуатацию и вывод из эксплуатации

АВТОРЕФЕРАТ

диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

ТОМСК-2005

Работа выполнена в Томском политехническом университете

Научный руководитель:

д-р физ.-мат. наук, проф.

Шаманин Игорь Владимирович

Официальные оппоненты:

д-р техн. наук

Черепнин Юрий Семенович

д-р техн. наук

Мухин Виктор Васильевич

Ведущая организация:

Государственный научный центр
Российской Федерации
Научно-исследовательский институт
Атомных реакторов, Димитровград

Защита состоится “8” декабря 2005 г. на заседании диссертационного Совета ДМ 201.011.01 при Северском государственном технологическом институте по адресу 636036, г. Северск, Томская обл., пр. Коммунистический, 65, ауд. 224.

Т/ф: 8-3822-779529; e-mail: sofronov@ssti.ru

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке Томского политехнического университета.

Автореферат разослан “7” ноября 2005 г.

Ученый секретарь диссертационного совета

д-р техн. наук, проф.,

СГТИ, г. Северск

В.Л. Софонов

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы. Большое экономическое и практическое значение имеет увеличение срока гарантированной безопасной эксплуатации ядерного реактора. К 2003 году у десяти работающих в нашей стране энергетических реакторов канального типа большой мощности (РБМК) проектный 30-летний срок службы закончился. Он близок к завершению и у других водоохлаждаемых графитовых реакторов. Срок службы этих установок в основном определяется работоспособностью графитового замедлителя и графитовых элементов конструкции реактора. Работоспособность реакторного графита, в свою очередь, определяется его свойствами и их изменением в результате облучения, окисления и коррозии.

Поэтому расширение исследований состояния и свойств графита, облученного до все более высоких флюенсов, является перспективной задачей в области прогнозирования срока службы реакторного графита. Они необходимы для определения срока безопасной эксплуатации действующих реакторов и, что особенно важно, для обоснования возможности его продления.

С начала 90-х годов ведущими научными и проектно-конструкторскими организациями интенсифицировались научно-практические работы по изучению радиационных изменений свойств графита: РНЦ “Курчатовский институт” (Москва), ФГУП НИКИЭТ (Москва), НИИ Графит (Москва), ГНЦ РФ-НИИАР (Димитровград) и др.

Цель работы. Целью работы является разработка методики корректного определения срока службы графита водоохлаждаемых канальных реакторов с учетом влияния особенностей эксплуатации на параметры потока нейтронов, сопутствующего γ -излучения и деградации

теплофизических свойств графита.

Для достижения поставленной цели были решены следующие задачи:

– определение составляющих процесса энерговыделения в графите, обусловленных замедлением нейтронов и поглощением γ -квантов с учетом особенностей спектра излучений;

– определение влияния эквивалентной температуры облучения и плотности потока сопутствующего γ -излучения на значение срока службы реакторного графита в топливных ячейках и ячейках системы управления и защиты;

– определение пространственно-распределенного источника тепловыделения в графитовых конструкциях и эквивалентной температуры облучения с учетом особенностей спектра потока нейтронов и сопутствующего γ -излучения;

– оценка срока службы реакторного графита с учетом особенностей его расположения в активной зоне и деградации его теплофизических свойств;

– определение влияния особенностей зависимости критического флюенса в низко- и высокотемпературной областях на срок службы реакторного графита.

Научная новизна.

1 Разработана методика расчета, позволяющая по нейтронно- и теплофизическим параметрам эксплуатации определять срок службы реакторного графита с учетом эквивалентной температуры облучения графита, плотности потока сопутствующего γ -излучения и деградации теплофизических свойств графита.

2 Установлены факторы, определяющие степень влияния составляющих пространственно-распределенного радиационного

источника тепловыделения в графитовых конструкциях на значение их срока службы.

3 Разработана методика обработки массивов эксплуатационных значений плотности потока повреждающих нейтронов и температуры облучения, позволяющая проводить оценки срока службы с учетом особенностей эксплуатации реактора.

4 Проведена оценка срока службы топливных блоков газотурбинного модульного высокотемпературного гелиевого реактора (ГТ-МГР) с учетом особенностей зависимости критического флюенса от температуры в высокотемпературной области.

Практическая значимость.

Разработанная методика расчета срока службы реакторного графита позволяет:

- оценить срок безопасной эксплуатации уран-графитового реактора с учетом его особенностей;
- осуществлять расчетное прогнозирование состояния основного несущего материала активной зоны в уран-графитовом реакторе на основании экспериментальной информации о нейтронно- и теплофизических параметрах эксплуатации реактора;
- оптимизировать теплофизические параметры эксплуатации графитовой кладки для увеличения срока безопасной эксплуатации уран-графитового реактора.

Результаты исследований использованы при выполнении НИР по техническим заданиям концерна “Росэнергоатом” (департамент РБМК) и ФГУП “Горно-химический комбинат”.

Упрощенный вариант методики используется в учебном процессе – при проведении расчетов в ходе выполнения курсового проекта в 9-ом и 10-ом семестрах студентами специальности 140305 “Ядерные реакторы и

энергетические установки”.

На защиту выносятся.

1 Методика уточнения параметров составляющих пространственно-распределенного источника тепловыделения и реальной эквивалентной температуры облучения реакторного графита.

2 Методика уточнения срока службы реакторного графита с учетом особенностей нейтронно- и теплофизических параметров эксплуатации уран-графитового реактора.

3 Результаты анализа процессов, определяющих срок службы реакторного графита в ячейках системы управления и защиты.

4 Результаты анализа процессов, определяющих срок службы реакторного графита в высокотемпературной области при большой жесткости спектра нейтронов.

Апробация работы. Результаты диссертационной работы докладывались на 7 Международных, Всероссийских и Отраслевых научно-технических и научно-практических конференциях. В том числе: на Отраслевой научно-технической конференции: “Технология и автоматизация атомной энергетики” (СГТИ, Северск, 2003), на научно-практической конференции молодых работников СХК “Молодежь ЯТЦ: Наука и производство” (Северск, 2004), на Международной научно-практической конференции “Физико-технические проблемы атомной энергетики и промышленности (производство, наука, образование)” (Томск, 2004), на научной сессии МИФИ-2005 (Москва, 2005), на XI Международной научно-практической конференции студентов и молодых ученых “Современные техника и технологии СТТ’2005” (Томск, 2005), на Всероссийской научной конференции студентов-физиков и молодых ученых “ВНКСФ-11” (Екатеринбург, 2005), на Международной научно-практической конференции “Физико-технические проблемы атомной

энергетики и промышленности (производство, наука, образование)” (Томск, 2005).

Объем и структура работы. Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения и списка используемой литературы. Материал работы изложен на 154 страницах, включая 65 рисунков и 15 таблиц. Библиографический список включает 101 наименование.

Личный вклад автора в работы, выполненные в соавторстве и включенные в диссертацию, состоит в непосредственном участии в разработке методики, проведении расчетов и анализе полученных результатов.

Публикации. Основное содержание диссертационной работы отражено в 11 печатных работах, в том числе в 4 научных статьях, 2 докладах и 5 тезисах докладов.

СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

В первой главе представлен анализ современного состояния исследований свойств реакторного графита и его работоспособности в водографитовых реакторах, который позволяет сделать ряд выводов.

1 Для строгого обоснования увеличения срока службы графита РБМК необходимо учитывать влияние сопутствующего γ -излучения. Плотность потока γ -излучения зависит от места расположения графитового блока в активной зоне, от места в графитовом блоке и типа самого блока. Поэтому необходимо проведение более точных расчетов полей γ -излучения, тем более, что в каждой точке блока разная плотность потока повреждающих нейтронов и эквивалентная температура облучения.

2 Используя банк данных для графита РБМК и графита других марок, необходимо проанализировать тенденции экстраполяции результатов, полученных в исследовательских реакторах, на РБМК. Поэтому необходимо проведение целенаправленных исследований кернов графита РБМК, облученных при флюенсе нейтронов, далеком от критического, и сравнение результатов с полученными в исследовательских реакторах.

3 Для строгого обоснования увеличения срока службы графита РБМК необходимо учитывать, что температурные условия облучения зависят не только от места расположения графита в активной зоне. Они являются функциями времени, которые значительно изменяются на больших промежутках времени и являются немонотонными.

Приведенные в работе результаты позволяют сделать следующие выводы о тенденциях формоизменения графитовых кладок РБМК-1000:

1) реально наблюдавшаяся диаметральная усадка графита идет по нелинейному закону;

2) выявлен участок замедления (стабилизации) диаметальной усадки графитовых блоков в ячейках, достигших суммарной энергонаработки приблизительно 9000 МВт·сут. Причем стабилизация усадки наблюдается несколько раньше, чем ожидалось.

Получены зависимости значения критического флюенса от эквивалентной температуры облучения при определенном значении плотности потока сопутствующего γ -излучения.

Во второй главе рассмотрены результаты систематических расчетов составляющих пространственно-распределенного источника тепловыделения, обусловленного замедлением нейтронов и поглощением γ -квантов.

Получен аналитический вид функции, характеризующей степень поврежденности микро- и макроструктуры, а также степень деградации физических свойств реакторного графита. По полученному соотношению возможно определение срока гарантированной безопасной эксплуатации ядерного реактора исходя из средней эквивалентной температуры его облучения.

Определение профиля температуры по высоте колонны сводится к получению аналитической зависимости для известных экспериментально определенных значений температуры в трех точках. Для получения аналитического вида распределения температуры можно воспользоваться полиномом второй степени. Определение коэффициентов полинома производится по известным значениям температуры в трех точках колонны, которые соответствуют нулевому значению, центру и верхней отметке колонны.

В реальном реакторе канального типа измерения температуры блока замедлителя можно провести либо внутри технологического канала, либо на внешней поверхности блока. Значение температуры, полученное этими способами, не совпадает со средним значением температуры в самом блоке. Поэтому есть необходимость определить распределение температуры по поперечному сечению графитового блока и сравнить *среднее интегральное значение температуры* со значениями на внутренней и внешней поверхности блока. Расчеты произведены для центрального блока и блока расположенного на $1/4$ высоты и $1/4$ радиуса активной зоны.

Отклонения реальной эквивалентной температуры облучения от среднего значения приводят к следующим ошибкам при определении значения критического флюенса:

- для аксиального распределения по высоте колонны – до 34 %;

– для радиального распределения по графитовому блоку – до 25 % на внутренней поверхности и до 33 % – на внешней.

В третьей главе изложена методика обработки массивов эксплуатационных параметров. Результаты ее использования показали, что погрешность определения флюенса по среднему значению тепловой мощности за год достигает 14 %. Методика позволяет снизить эту погрешность до минимума.

На основе анализа экспериментальных данных аппроксимированы радиальное и аксиальное распределения объемной плотности тепловыделения с учетом радиального и аксиального профилирования активной зоны.

Минимальное значение объемной плотности тепловыделения на краях активной зоны составляет 30 % от максимального значения и имеет место на расстоянии 0,5 м с каждой стороны по высоте колонны.

В результате расчета получено распределение значения срока службы реакторного графита по активной зоне для РБМК-1000 (таблица 1). При этом выбраны: среднее значение плотности потока сопутствующего γ -излучения $5 \cdot 10^{14}$ см⁻²с⁻¹, коэффициент теплопроводности $\lambda = 17$ Вт/(м·К), термическое сопротивление азотно-гелиевого (газового) зазора $R_{заз} = 80/q_s^{\max}$, $\Delta = 5$. В таблице по радиусу активная зона разбита на 9 участков, нулевой участок соответствует центру активной зоны; по высоте – на 20 участков, первый – входу теплоносителя в активную зону.

При выбранном распределении тепловыделения по активной зоне область “плато” составляет около 20 %. Центральная ячейка является наиболее энергонапряженной и с погрешностью не более 7 % характеризует значение срока службы во всей области “плато”.

Таблица 1 – Распределение теоретического значения срока службы реакторного графита по активной зоне

z	r	0	1	2	3	4	5	6	7	8
1		145	145	145	145	145	176	243	297	523
2		119	119	119	119	119	145	202	248	439
3		77	77	77	77	77	95	135	167	299
4		48	48	48	48	48	62	90	113	208
5		32	32	32	32	32	42	64	82	155
6		25	25	25	25	25	34	54	70	134
7		24	24	24	24	24	33	53	68	132
8		24	24	24	24	24	33	52	68	132
9		23	23	23	23	23	33	52	68	132
10		23	23	23	23	23	33	52	68	131
11		23	23	23	23	23	32	52	67	131
12		23	23	23	23	23	32	52	67	131
13		23	23	23	23	23	32	51	67	131
14		22	22	22	22	22	32	51	67	131
15		23	23	23	23	23	32	52	68	133
16		29	29	29	29	29	40	62	80	153
17		45	45	45	45	45	58	87	110	205
18		72	72	72	72	72	91	130	162	295
19		112	112	112	112	112	139	196	242	433
20		137	137	137	137	137	168	235	290	516

Примечание – Серым цветом выделена область “плато”.

Определение срока службы реакторного графита из среднего значения плотности потока повреждающих нейтронов приводит к сильному занижению результатов (рисунок 1, а). Расчет проводился для максимального значения плотности потока γ -квантов $4 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ в условиях РБМК.

Плотность потока сопутствующего γ -излучения оказывает значительное влияние на процесс дефектообразования. Эти изменения

вливают на распределение значения срока службы в графитовом блоке, находящегося в центре активной зоны.

Для различных значений плотностей потоков сопутствующего γ -излучения получено распределение значения срока службы реакторного графита по радиусу центральной ячейки (таблица 2). При этом выбраны значения коэффициента теплопроводности графита 17 Вт/(м·К), термического сопротивления газового зазора $R_{заз} \approx 80/q_s^{\max}$, $\Delta = 5$.

Таблица 2 – Распределение теоретического значения срока службы графита по радиусу ячейки для различных плотностей потоков γ -излучения

r, см	Срок службы реакторного графита, лет					
	4,4	16	23	24	17	9
5,36	18	26	27	19	9	23
6,32	19	29	30	21	10	28
7,28	21	33	35	24	11	35
8,24	24	38	40	27	13	44
9,2	28	45	46	32	15	54
10,16	33	52	54	37	19	67
11,12	40	62	64	44	22	83
12,08	48	75	78	54	27	103
13,04	59	92	95	66	34	128
14	73	114	118	82	42	160
$\Phi_{\gamma}, \text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$	$5 \cdot 10^{14}$	$4 \cdot 10^{13}$	$4 \cdot 10^{13}$	$5 \cdot 10^{14}$	10^{16}	$4 \cdot 10^{13}$

Вклад γ -квантов в энерговыделение в графите зависит не только от величины плотности потока сопутствующего γ -излучения, но и от его спектра. То есть при одном и том же значении плотности потока γ -излучения коэффициент Δ , учитывающий отношение тепловыделения в графите за счет γ -квантов и нейтронов к тепловыделению только за счет нейтронов, может быть разным. В связи с этим определено распределение значения срока службы реакторного графита по радиусу графитового

блока при различных значениях коэффициента Δ и результат представлен на рисунке 2, а.

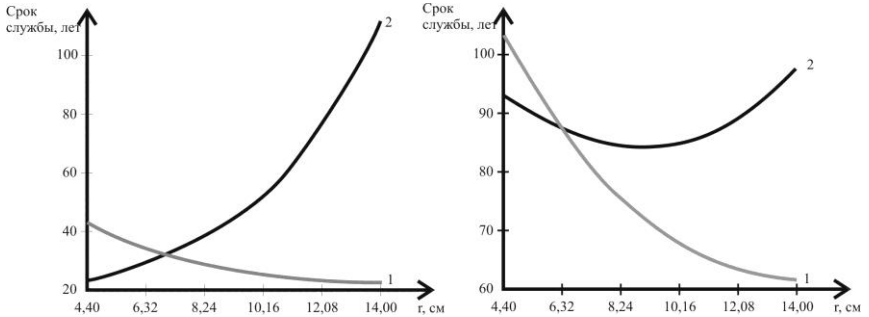
Значение коэффициента теплопроводности для “свежего” графита марки ГР-280 лежит около 100 Вт/(м·К), затем в процессе облучения графита это значение снижается, а также происходит его формоизменение, в результате чего величина газового зазора уменьшается, соответственно снижается значение термического сопротивления газового зазора. Поэтому были рассмотрены два случая: $\lambda = 100$ Вт/(м·К), $R_{\text{газ}} \approx 300/q_s^{\text{max}}$, $\Delta=5$; $\lambda = 17$ Вт/(м·К), $R_{\text{газ}} \approx 80/q_s^{\text{max}}$, $\Delta=5$ и распределения значения срока службы реакторного графита представлены на рисунке 3, а.

В результате определена зависимость доли объема реакторного графита отработавшего срок службы (в процентах от всего блока) от времени эксплуатации реактора на номинальной мощности.

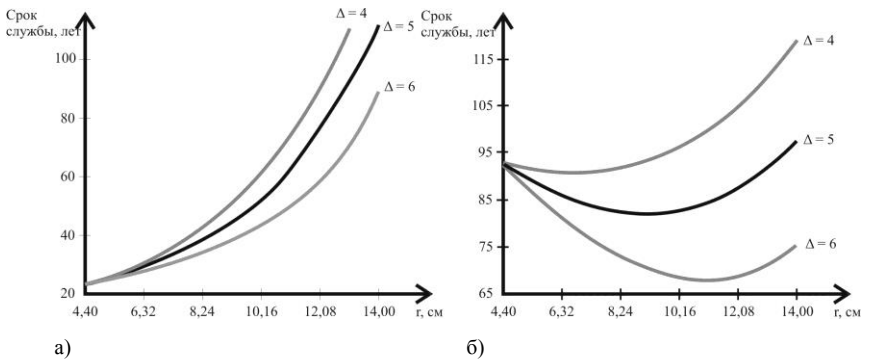
Если учитывать тот факт, что плотность потока повреждающих нейтронов практически в 3 раза меньше плотности потока быстрых нейтронов, то ситуация изменится как на количественном, так и на качественном уровнях (рисунки 1–3, б).

Таким образом, продление срока эксплуатации выше нормативного может быть обеспечено, например, уменьшением термического сопротивления в зазоре: труба технологического канала – графитовый блок (см. рисунок 3). Это достигается при использовании графитовых втулок (реактор АДЭ). Выбор оптимальных и совершенствование проектных технических решений, не требующих больших капитальных затрат, позволяет значительно повысить работоспособность графитовых конструкций. Примером этому могут служить проект реакторной установки МКЭР-800 и анализ предпосылок

возможности увеличения срока гарантированной безопасной эксплуатации РБМК-1000.



а) б)
Рисунок 1 – Распределение теоретического значения срока службы реакторного графита по радиусу ячейки при различных распределениях плотностей потоков повреждающих нейтронов: 1 – равномерное; 2 – экспоненциальное (а – плотности потоков быстрых и повреждающих нейтронов равны; б – отличаются)



а) б)
Рисунок 2 – Распределение теоретического значения срока службы графита по радиусу центральной ячейки для различных коэффициентов Δ (а – плотности потоков быстрых и повреждающих нейтронов равны; б – отличаются)

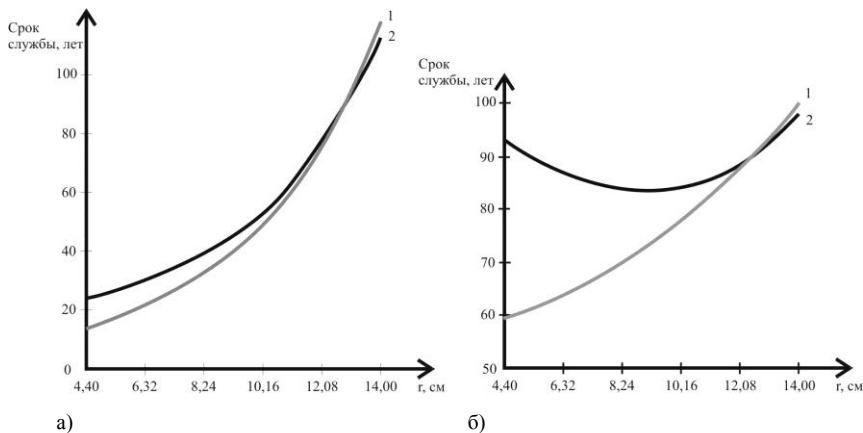


Рисунок 3 – Распределение теоретического значения срока службы реакторного графита по радиусу центральной ячейки: $1 - \lambda = 100 \text{ Вт}/(\text{м} \cdot \text{К})$ и $R_{\text{зас}} \approx 300/q_s^{\text{max}}$;

$$2 - \lambda = 17 \text{ Вт}/(\text{м} \cdot \text{К}) \text{ и } R_{\text{зас}} \approx 80/q_s^{\text{max}}$$

(а – плотности потоков быстрых и повреждающих нейтронов равны; б – отличаются)

В четвертой главе рассмотрены результаты систематических расчетов срока службы реакторного графита в высокотемпературной и низкотемпературной областях с учетом особенностей, обусловленных различиями спектров потоков нейтронов и характеристик полей γ -излучения.

Плотность потока быстрых нейтронов (Φ_b) разделяется на плотность потока повреждающих Φ_n ($E_n > 0,18$ МэВ) и не повреждающих нейтронов ($340 \text{ эВ} < E_n < 0,18$ МэВ). Так же разделяются плотности потоков резонансных (Φ_p) и тепловых нейтронов (Φ_m). Оценки показывают, что плотности потоков нейтронов для водоохлаждаемых графитовых реакторов соотносятся примерно, как:

$$\Phi_b / \Phi_n = 2,75 ; \Phi_b / \Phi_p = 2,17 ; \Phi_p / \Phi_m = 0,4 .$$

Если значение Φ_0 определять обратным расчетом из значения объемной плотности тепловыделения в графите, а значение Φ_n – из указанной выше пропорции, то последнее с точностью не хуже 15 % совпадает с экспериментальным значением плотности потока повреждающих нейтронов. Это подтверждает правомерность используемых в расчетной методике допущений.

В расчетах по приведенным выше соотношениям было определено, что энерговыделение в колонне СУЗ (в случае извлеченного стержня) за счет γ -квантов составляет около 6,5 кВт. При этом в графите: $Q_n \approx 12$ кВт – за счет замедления нейтронов; $Q_\gamma \approx 5$ кВт – за счет рассеяния γ -квантов. Относительно малое значение энерговыделения за счет γ -квантов можно объяснить тем, что в этом случае в ячейке СУЗ нет материалов, которые образовали бы достаточно большое количество высокоэнергетических γ -квантов при поглощении тепловых нейтронов. Таким образом, значение коэффициента $\Delta \approx 1,4$.

Значение энерговыделения в колонне СУЗ со стержнем за счет γ -квантов составляет около 20 МВт. Такое энерговыделение имеет место в гипотетическом случае, когда реактор, работающий на номинальной мощности, полностью останавливают одним стержнем (энергия нейтронов преобразуется в основном в энергию γ -квантов). В этом случае необходимо анализировать протекающие процессы в динамике. Соотношение для определения среднего значения плотности потока тепловых нейтронов в стержне СУЗ имеет вид:

$$\Phi_m^{СУЗ} = \frac{\Sigma_a^0 (R_{\text{Э}}^2 - R_{СУЗ}^2)}{\Theta \Sigma_a^{СУЗ} R_{СУЗ}^2} \Phi_m^0, \quad (1)$$

где $R_{СУЗ}$ – радиус стержня СУЗ.

Значение коэффициента θ определяется соотношением:

$$\theta = \frac{2}{\chi^2 R_3^2} \left[0,116 - \ln(\chi R_{CV3}^{\text{эф}}) \right]^{-1}, \quad (2)$$

где $\chi = \pi/H_{\text{эф}}$ – геометрический параметр, где $H_{\text{эф}}$ – эффективная высота АЗ; $R_{CV3}^{\text{эф}}$ – эффективный радиус стержня СУЗ.

В расчетах по приведенным выше соотношениям было определено, что значение энерговыделения в колонне СУЗ со стержнем за счет γ -квантов составляет около 22 кВт. При этом в графите энерговыделение за счет замедления нейтронов изменяется менее, чем на 1 %, а $Q_\gamma \approx 16$ кВт. Таким образом, значение коэффициента $\Delta \approx 2,33$.

Если считать, что отношение значения критического флюенса к набранному за год флюенсу характеризует срок безопасной эксплуатации графита (срок службы), то распределение значения срока службы по радиусу графитового блока можно представить в графическом виде (рисунок 4), где $\Delta T_{\text{аз}}$ – перепад температуры на газовом зазоре, °С.

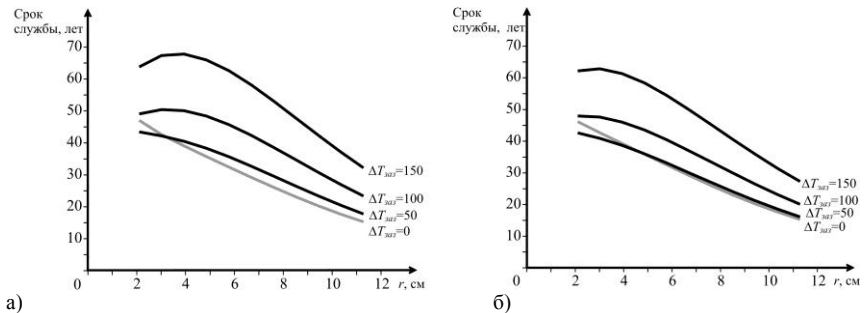


Рисунок 4 – Распределение теоретического значения срока службы по радиусу графитового блока в случаях: а) – стержень СУЗ находится в АЗ ; б) – извлечен из АЗ (плотность потока сопутствующего γ -излучения $\Phi_\gamma = 5 \cdot 10^{14} \text{ c}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}$)

В реакторах типа АДЭ плотность потока сопутствующего γ -излучения $\Phi_\gamma = 5 \cdot 10^{14} \text{ c}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}$. Экспериментальные значения набранного

флюенса за год на внутренней поверхности графитового блока достигают значений $1 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ в расчетах получено значение $0,6 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$. Различие полученных значений срока службы реакторного графита в случаях: со стержнем и без него, в основном связано с изменением коэффициента Δ .

На примере реактора ГТ-МГР, рассмотрены особенности эксплуатации реакторного графита в высокотемпературной области. Для реакторов ГТ-МГР отношения плотностей потоков быстрых и повреждающих нейтронов, быстрых и резонансных нейтронов изменяются незначительно. Это объясняется практически неизменным отношением объемов замедлителя (графита) и топлива. Однако, спектр нейтронов становится более жестким. Значительная часть делений вызывается эпитепловыми нейтронами. В результате 26-группового расчета получены следующие соотношения:

$$\Phi_{\sigma} / \Phi_n = 2,55 ; \Phi_{\sigma} / \Phi_p = 2,06 ; \Phi_p / \Phi_m = 3,07 .$$

Значение флюенса повреждающих нейтронов за год (270 эфф. сут) эксплуатации реактора достигает $1,3 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$.

Определено, что среднее по активной зоне реактора ГТ-МГР значение эквивалентной температуры облучения графита в объеме при средней удельной энергонапряженности $6,6 \text{ МВт/м}^3$ составляет $785 \text{ }^{\circ}\text{C}$. При таком значении графит может эксплуатироваться более 6 лет, следовательно, проектная кампания топлива длительностью 1080 эфф. сут с запасом обеспечена работоспособностью графита. Однако, при максимальном значении удельной энергонапряженности 23 МВт/м^3 эквивалентная температура облучения достигает $1000 \text{ }^{\circ}\text{C}$. В таких условиях эксплуатации срок службы графита составляет около 1,5 лет. Следовательно, длительность пребывания графитовых топливных блоков в наиболее энергонапряженных областях активной зоны должна

ограничиваться значением 450 эфф. сут. Это обеспечивается периодическими перестановками блоков.

Для гарантированной безопасной эксплуатации топливных блоков активной зоны реактора ГТ-МГР необходимо:

1) уменьшить интервал между перестановками топливных блоков в 2 раза. Проектный интервал составляет 540 эфф. сут, что соответствует 2 годам, а с учетом особенностей зависимости критического флюенса от температуры и спектра нейтронов в ГТ-МГР он не должен превышать 270–300 эфф. сут;

2) перемещение топливных блоков производить по картограммам, при разработке которых следует учитывать значения температуры, плотности потока нейтронов и доли повреждающих нейтронов в месте размещения блока;

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Таким образом, в работе получен и сформулирован ряд результатов и выводов по работоспособности реакторного графита в канальных реакторах.

1 Для объективного обоснования увеличения срока службы графита РБМК необходимо учитывать влияние сопутствующего γ -излучения. Отличие значений плотностей потоков сопутствующего γ -излучения в центре и на периферии активной зоны может достигать 70 %, значение плотности потока сопутствующего γ -излучения на эквивалентном радиусе ячейки может быть в 2 раза ниже значения на внутреннем радиусе графитового блока. Спектры сопутствующего γ -излучения определяются типом блоков (топливные и блоки СУЗ). Учет дифференциальных характеристик поля γ -излучения, изменений

плотности потока повреждающих нейтронов и эквивалентной температуры облучения приводит к результатам, показывающим возможность увеличения ожидаемого срока службы графита активной зоны.

2 Для строгого обоснования увеличения срока службы графита РБМК необходимо учитывать, что температурные условия облучения зависят не только от места расположения графита в активной зоне. Они являются функциями времени, которые значительно изменяются в течение кампании и являются немонотонными. Результаты показали, что погрешность определения флюенса по среднему значению тепловой мощности за год может достигать 14 %.

3 Оценки срока службы графита АДЭ можно использовать в прогнозах для РБМК с учетом того, что удельные интенсивности процессов деления и радиационного захвата для технологических каналов в этих реакторах различны ($2 \cdot 10^{12} \text{ см}^{-3} \cdot \text{с}^{-1}$ – РБМК, $5 \cdot 10^{12} \text{ см}^{-3} \cdot \text{с}^{-1}$ – АДЭ), что приводит к различным значениям плотности потока сопутствующего γ -излучения ($4 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ – РБМК, $5 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ – АДЭ). При определении срока службы РБМК также следует учитывать то, что составляющие тепловыделения за счет замедления нейтронов и поглощения γ -квантов и их отношение значительно отличаются от случая АДЭ. Уточненное для канальных графитовых водоохлаждаемых реакторов значение доли тепловой мощности, выделяющейся в замедлителе, не превышает 4,9 % (4,33 % для РБМК).

4 Использование средних интегральных значений эквивалентной температуры облучения при определении значения критического флюенса и, следовательно, срока службы реакторного графита приводит к значительным ошибкам (до 20 %). При этом, как правило, оцененный по средним значениям, ожидаемый срок службы оказывается заниженным.

Прогноз с учетом реального состояния показывает, что многие графитовые конструкции и кладка графитовых реакторов являются работоспособными еще в течение 7–12 лет.

5 С целью увеличения степени адекватности ожидаемых и фактических значений следует учитывать влияние на срок службы спектра и действующего значения плотности потока повреждающих нейтронов. В частности, необходимо учитывать, что плотность потока повреждающих нейтронов в отдельных колоннах РБМК-1000 почти в 2 раза выше, чем в АДЭ.

6 Расчет срока службы необходимо проводить для каждой отдельной колонны с учетом её местоположения по отношению к органам управления и защиты. Наличие ячейки СУЗ рядом с топливным блоком приводит к снижению значений плотности потока повреждающих нейтронов (до 6 %) и эквивалентной температуры облучения (до 10 %), что приводит к увеличению расчетного значения срока службы графита (до 23 %).

7 С целью увеличения степени адекватности расчетных данных ожидаемым значениям срока службы при определении тепловыделения в графите ячейки СУЗ со стержнем следует учитывать, что плотность потока тепловых нейтронов в поглощающем стержне ниже среднего по АЗ значения на три порядка.

8 В кольцевой активной зоне реактора ГТ-МГР графит может эксплуатироваться более 6 лет, следовательно, проектная кампания топлива длительностью 1080 эфф. сут с запасом обеспечена работоспособностью графита. Однако, при максимальном значении удельной энергонапряженности 23 МВт/м^3 эквивалентная температура облучения достигает $1000 \text{ }^\circ\text{C}$. В таких условиях эксплуатации срок службы графита составляет около 1,5 лет. Следовательно, длительность

пребывания графитовых топливных блоков в наиболее энергонапряженных областях активной зоны должна ограничиваться значением 450 эфф. сут. Это можно обеспечить периодическими перестановками блоков по специальной разработанной технологической схеме.

Результаты не противоречат основным положениям физики и техники ядерных энергетических установок и получены при решении важной задачи прикладного значения – определение срока службы реакторного графита водоохлаждаемых канальных реакторов. Верификация методики была проведена путем сравнения значений плотности потока повреждающих нейтронов, полученных обратным расчетом из значения объемной плотности тепловыделения в графите, и в независимых экспериментах. Расчетные и экспериментальные данные согласуются с точностью не хуже 15%.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ДИССЕРТАЦИИ представлены в следующих публикациях:

1 Бойко В.И., Шидловский В.В., Гаврилов П.М., **Нестеров В.Н.**, Шаманин И.В., Ратман А.В. Оценка ресурса реакторного графита в ячейках системы управления и защиты с учетом деградации теплофизических свойств // Известия ВУЗов. Серия: Ядерная энергетика. – 2005. – №3. – С. 94–103.

2 Бойко В.И., Шидловский В.В., **Нестеров В.Н.**, Шаманин И.В., Ратман А.В. Определение ресурса реакторного графита с учетом неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны // Известия ВУЗов. Серия: Ядерная энергетика. – 2004. – № 4. – С. 26–30.

3 Бойко В.И., Гаврилов П.М., Герасим М.Г., Кохомский А.Г., Мещеряков В.Н., **Нестеров В.Н.**, Ратман А.В., Шаманин И.В. Влияние неравномерности плотности потока повреждающих нейтронов на ресурс реакторного графита // Известия ТПУ. – 2005. – Т. 308. – № 2. – С. 86–90.

4 Бойко В.И., Гаврилов П.М., Кошелев Ф.П., Мещеряков В.Н., **Нестеров В.Н.**, Ратман А.В., Шаманин И.В. Оценка ресурса графита топливных блоков реактора ГТ-МГР // Известия ТПУ. – 2005. – Т. 308. – № 5. – С. 81–84.

5 **Нестеров В.Н.**, Шаманин И.В. Определение эквивалентной температуры для фиксированной плотности потока быстрых нейтронов на поверхности графита // Материалы отраслевой науч.-техн. конф.: “Технология и автоматизация атомной энергетики”, СГТИ. – Северск, 2003. – С. 168–169.

6 **Нестеров В.Н.**, Уваров Д.С., Шаманин И.В., Юрченко А.Н. Определение ресурса реакторного графита по параметрам эксплуатации уран-графитового реактора // Материалы науч.-практ. конф. молодых работников СХК “Молодежь ЯТЦ: Наука и производство”. – Северск, 2004. – С. 82–84.

7 **Нестеров В.Н.**, Уваров Д.С., Юрченко А.Н. Определение степени достижения значения критического флюенса нейтронов в реакторном графите // Материалы междунар. науч.-практ. конф. “Физико-технические проблемы атомной энергетики и промышленности (производство, наука, образование)”. – Томск, 2004. – С. 48.

8 **Нестеров В.Н.**, Шаманин И.В. Методика обработки массивов эксплуатационных параметров канальных реакторов // Научная сессия МИФИ-2005. Сб. науч. тр. – Москва, 2005. – С. 178–179.

9 **Нестеров В.Н.**, Уваров Д.С., Юрченко А.Н. Влияние радиационно-стимулированного изменения теплофизических свойств на ресурс реакторного графита // Сб. докладов XI Междунар. науч.-практ. конф. студентов и молодых ученых “СТТ’2005”. – Томск, 2005. – С. 17–18.

10 **Нестеров В.Н.**, Уваров Д.С., Юрченко А.Н. Эквивалентная температура облучения графита ячеек СУЗ реактора с графитовым замедлителем // Сб. тезисов “ВНКСФ-11”. – Екатеринбург, 2005. – С. 574–575.

11 Анисимов Н.А., Лызко В.А., **Нестеров В.Н.**, Шаманин И.В. Влияние нейтронно-физических особенностей реактора на распределение и значение эквивалентной температуры облучения графитового замедлителя // Сб. тезисов докладов. III Междунар. науч.-практ. конф. “Физико-технические проблемы атомной энергетики и промышленности”. – Томск, 2005. – С. 43.

Подписано к печати.

Формат бумаги 60ч84/16. Бумага ксероксная.

Плоская печать. Печ. Л. 1,0

Тираж 100 экз. Заказ № _72_. Цена свободная.

Изд. СГТИ. Лицензия ИД № 00407 от 09.02.04 г.

Отпечатано в СГТИ.