

СОСТАВЛЯЮЩИЕ ПРОСТРАНСТВЕННО- РАСПРЕДЕЛЕННОГО ИСТОЧНИКА ТЕПЛОВОЫДЕЛЕНИЯ В ГРАФИТОВЫХ КОНСТРУКЦИЯХ ЯЭУ

В.И. Бойко*, П.М. Гаврилов, В.А. Лызко*, В.Н. Нестеров*,
И.В. Шаманин*, А.В. Ратман*****

**Томский политехнический университет, г. Томск*

***ФГУП Сибирский химический комбинат, г. Северск*

****ФГУП Горно-химический комбинат, г. Железногорск*



Изложен алгоритм расчета и получены расчетные соотношения для определения составляющих источника тепловыделения в графитовых конструкциях активной зоны реактора. Проведен расчет составляющих, образованных замедлением нейтронов и поглощением γ -квантов, для реакторов РБМК и АДЭ. Определены отношения составляющих тепловыделения, значения их долей от тепловой мощности реакторов и отличия между тепловыделением в графитовых кладках РБМК и АДЭ.

СОСТОЯНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ

Анализ современного состояния исследований свойств реакторного графита показывает, что определяющее влияние на значение критического флюенса и, следовательно, ресурс графита, оказывают значения плотности потока сопутствующего γ -излучения и эквивалентной температуры облучения [1]. Эквивалентная температура облучения образована суммарным тепловыделением за счет замедления нейтронов и поглощения γ -квантов в объеме графита [2].

Тепловыделение, обусловленное замедлением нейтронов, прямо пропорционально плотности потока нейтронов и определяется нейтронно-физическими особенностями реактора. Плотность объемного тепловыделения за счет замедления нейтронов в центральном графитовом блоке q_V^u определяется соотношением [2]:

$$q_V^u = \left(\frac{E_n}{E_f} \right) k_V \left(\frac{\xi \Sigma_s}{\bar{\xi} \Sigma_s} \right) \left(\frac{N}{V_{A3}} \right) \quad (1)$$

где E_n – энергия, уносимая нейтронами деления в графит; E_f – энергия деления U^{235} ; $\xi \Sigma_s$ – замедляющая способность графита; $\bar{\xi} \Sigma_s$ – усредненная по всем материалам активной зоны замедляющая способность; N – тепловая мощность реактора; V_{A3} – объем активной зоны; k_V – коэффициент неравномерности энерговыделения по объему активной зоны.

© В.И. Бойко, П.М. Гаврилов, В.А. Лызко, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин,
А.В. Ратман, 2005

В активной зоне γ -кванты образуются при делении, при переходе осколков деления из возбужденного состояния в основное и в результате поглощения нейтронов ядрами среды. Для всех ядер имеются строго определенные энергетические уровни возбуждения и механизмы снятия этого возбуждения, свойственные только данному сорту ядер. Следовательно, спектр γ -излучения зависит от материального состава активной зоны и состава ядерного топлива. Материальный состав и степень гетерогенности активной зоны также оказывают влияние на процесс поглощения энергии γ -излучения и, тем самым, определяют – какая доля энергии γ -квантов преобразуется в тепловую в блоке замедлителя. Тепловыделение, обусловленное поглощением γ -квантов, прямо пропорционально плотности потока тепловых нейтронов. Его вклад в суммарное тепловыделение определяется материальным составом и гетерогенностью активной зоны. Таким образом, в соотношение (1) необходимо внести фактор (множитель) Δ , характеризующий отношение суммарного тепловыделения за счет нейтронов и γ -квантов к тепловыделению только за счет нейтронов. В результате

$$q_v^u = \left(\frac{E_n}{E_f} \right) k_v \left(\frac{\xi \Sigma_s}{\xi \Sigma_s} \right) \left(\frac{N}{V_{A3}} \right) \Delta. \quad (2)$$

Определение значений фактора Δ и эквивалентных температур облучения для различных типов реакторов с графитовым замедлителем является предметом данной работы.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ ЗА СЧЕТ ГАММА-КВАНТОВ

Для определения тепловыделения в графитовом блоке за счет γ -квантов необходимо разделить элементарную ячейку на две зоны: 1 – гомогенизированный технологический канал; 2 – графитовый блок.

Коэффициент поглощения энергии γ -излучения определяется соотношением:

$$\mu_{aj} = W_{aj} \rho, \quad (3)$$

где W_{aj} – массовый коэффициент поглощения энергии γ -излучения j -ой энергетической группы; ρ – плотность материала.

Коэффициент поглощения энергии γ -излучения для химического соединения определяется из соотношения:

$$\mu_{aj}^{\text{соед}} = \sum_i W_{ai} \rho_i \frac{N_i^{\text{соед}}}{N_i}, \quad (4)$$

где i – номер элемента, входящего в состав соединения; W_{ai} , ρ_i и N_i – массовый коэффициент поглощения энергии γ -излучения, плотность и ядерная концентрация для чистого вещества i -ого элемента в нормальных условиях соответственно; $N_i^{\text{соед}}$ – концентрация i -ого элемента в соединении.

Вероятности выхода (P_{0j}) и поглощения (P_j) энергии γ -квантов, образовавшихся в зоне 1 или 2, определяются из предположения, что источники γ -квантов в объеме зоны изотропны и распределены равномерно, а фактор накопления поглощенной энергии представлен в экспоненциальной форме. Для тел правильной геометрической формы данные вероятности связаны между собой простым соотношением [2]:

$$P_j = 1 - P_{0j}. \quad (5)$$

Для элементов произвольной геометрической формы вероятность выхода энергии γ -квантов определяется соотношением:

$$P_{0j} = \frac{1}{1 + \frac{4V}{S} \mu_{aj}} \quad (6)$$

и называется рациональным приближением Вигнера. Здесь V и S – объем и поверхность зоны.

Вероятности выхода энергии γ -квантов из первой во вторую зону и из второй в первую определяются соотношениями:

$$P_j^{1 \rightarrow 2} = P_{0j}^1; \quad (7)$$

$$P_j^{2 \rightarrow 1} = \frac{\mu_{aj}^1 V^1}{\mu_{aj}^2 V^2} P_j^{1 \rightarrow 2}. \quad (8)$$

Если плотность мощности источников γ -излучения для j -ой энергетической группы в зонах 1 и 2 обозначить $E_g^1 n_c^1$ и $E_g^2 n_c^2$, то тепловыделение за счет γ -квантов, генерируемых в результате радиационного захвата тепловых нейтронов, в зонах 1 и 2 ($Q_{c\gamma}^1$ и $Q_{c\gamma}^2$) может быть определено по соотношениям:

$$Q_{c\gamma}^1 = \sum_j [E_g^1 n_c^1 V^1 (1 - P_j^{1 \rightarrow 2}) + E_g^2 n_c^2 V^2 P_j^{2 \rightarrow 1}]; \quad (9)$$

$$Q_{c\gamma}^2 = \sum_j [E_g^1 n_c^1 V^1 P_j^{1 \rightarrow 2} + E_g^2 n_c^2 V^2 (1 - P_j^{2 \rightarrow 1})], \quad (10)$$

где E_g – энергия γ -квантов j -ой группы, выделившаяся в результате радиационного захвата теплового нейтрона; n_c – число радиационных захватов тепловых нейтронов в единичном объеме в единицу времени (удельная интенсивность реакций захвата) и определяемое соотношением:

$$n_c = \Phi_{\tau} \Sigma_c, \quad (11)$$

где Φ_{τ} – среднее по АЗ значение плотности потока тепловых нейтронов; Σ_c – среднее по зоне ячейки значение макроскопического сечения радиационного захвата тепловых нейтронов.

Тепловыделение, обусловленное поглощением мгновенных γ -квантов и γ -квантов осколков деления, определяется соотношениями:

$$Q_{f\gamma}^1 = \sum_j E_{fj}^1 n_f^1 V^1 (1 - P^{1 \rightarrow 2}); \quad (12)$$

$$Q_{f\gamma}^2 = \sum_j E_{fj}^1 n_f^1 V^1 P^{1 \rightarrow 2}, \quad (13)$$

где E_{fj} – энергия γ -квантов j -ой группы, выделившаяся в результате деления U^{235} и последующего снятия возбуждения осколков деления; n_f^1 – число актов деления U^{235} тепловыми нейтронами в единичном объеме в единицу времени (удельная интенсивность реакций деления), определяемое соотношением:

$$n_f^1 = \Phi_{\tau} \Sigma_f^1, \quad (14)$$

где Σ_f^1 – среднее по 1-ой зоне ячейки значение макроскопического сечения деления U^{235} тепловыми нейтронами.

Таким образом, суммарные тепловыделения, обусловленные поглощением γ -излучения в зонах, определяются соотношениями:

$$Q_{\gamma}^1 = Q_{c\gamma}^1 + Q_{f\gamma}^1; \quad (15)$$

$$Q_{\gamma}^2 = Q_{c\gamma}^2 + Q_{f\gamma}^2. \quad (16)$$

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

Расчет проводился для реакторов РБМК-1000 и АДЭ. Во внимание принималось 10 энергетических групп γ -излучения (равные интервалы по энергии γ -излучения до 10 МэВ). Значения средних по зонам и энергетическим группам коэффициентов по-

Таблица 1

Значения средних по зонам и энергетическим группам коэффициентов поглощения энергии γ -излучения и вероятностей выхода энергии γ -квантов из зоны в зону для реактора РБМК-1000 и АДЭ*

E , МэВ	μ_{aj}^2 , см^{-1}	РБМК-1000			АДЭ		
		μ_{aj}^1 , см^{-1}	$\rho_j^{1 \rightarrow 2}$	$\rho_j^{2 \rightarrow 1}$	μ_{aj}^1 , см^{-1}	$\rho_j^{1 \rightarrow 2}$	$\rho_j^{2 \rightarrow 1}$
0,5	0,050	0,514	0,181	0,199	1,305	0,154	0,143
1,5	0,044	0,185	0,380	0,174	0,362	0,397	0,118
2,5	0,038	0,179	0,388	0,198	0,341	0,411	0,133
3,5	0,034	0,185	0,381	0,223	0,353	0,403	0,150
4,5	0,031	0,193	0,370	0,247	0,372	0,390	0,167
5,5	0,029	0,202	0,360	0,269	0,392	0,378	0,182
6,5	0,028	0,211	0,350	0,284	0,413	0,366	0,196
7,5	0,027	0,221	0,339	0,305	0,436	0,353	0,208
8,5	0,026	0,230	0,331	0,319	0,455	0,344	0,218
9,5	0,025	0,237	0,324	0,331	0,470	0,336	0,227

* Значения μ_{aj}^2 для обоих реакторов равны

глощения энергии γ -излучения и вероятностей выхода энергии γ -квантов из зоны в зону приведены в табл. 1. Средние по зонам параметры энергетических спектров γ -квантов, образующихся при радиационном захвате, представлены в табл. 2. Спектры усреднялись по соотношению

$$\bar{E}_\gamma = \sum_i E_i S_i \Sigma_c^i / \sum_i S_i \Sigma_c^i, \quad (17)$$

где E_i – энергия γ -квантов, выделившаяся в результате радиационного захвата теплового нейтрона i -м материалом; S_i – площадь поперечного сечения ячейки, занимаемая i -м материалом; Σ_c^i – макроскопическое сечение радиационного захвата тепловых нейтронов i -м материалом.

Коэффициенты поглощения энергии γ -излучения и энергетические спектры γ -квантов при радиационном захвате во второй зоне для обоих типов реакторов совпада-

Таблица 2

Средние по зонам параметры спектров γ -квантов, образующихся при радиационном захвате для реакторов РБМК-1000 и АДЭ**

E , МэВ	РБМК-1000	АДЭ	РБМК-1000 и АДЭ
	E_γ^1 , МэВ/захват	E_γ^1 , МэВ/захват	E_γ^2 , МэВ/захват
0,5	0	0	0
1,5	0	0	0
2,5	0,41	0,11	0
3,5	0,20	0,32	1,1
4,5	1,52	1,71	3,47
5,5	0,40	0,44	0
6,5	0,09	0,1	0
7,5	0,21	0,67	0
8,5	0,01	0	0
9,5	0	0	0
Суммарное значение	2,83	3,35	4,57

** Параметры спектра во 2-ой зоне ячейки для обоих реакторов идентичны

Таблица 3

**Нейтронно-физические параметры
и суммарные тепловыделения в реакторах РБМК-
1000 и АДЭ из расчета на весь объем АЗ
(на один акт деления)**

Параметры тепловыделения	РБМК-1000	АДЭ
$\Phi_T, \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	$2,24 \cdot 10^{13}$	$1,08 \cdot 10^{13}$
$n_f^1, \text{см}^{-3} \cdot \text{с}^{-1}$	$1,39 \cdot 10^{12}$	$3,2 \cdot 10^{12}$
$n_c^1, \text{см}^{-3} \cdot \text{с}^{-1}$	$7,18 \cdot 10^{11}$	$1,84 \cdot 10^{12}$
$n_c^2, \text{см}^{-3} \cdot \text{с}^{-1}$	$4,70 \cdot 10^9$	$3,68 \cdot 10^9$
$Q_{c_f}^1, \text{МВт (МэВ/дел)}$	15,3 (0,96)	12,1 (1,21)
$Q_{f_f}^1, \text{МВт (МэВ/дел)}$	159,1 (9,97)	106,9 (10,69)
$Q_{c_f}^2, \text{МВт (МэВ/дел)}$	10,4 (0,65)	8,6 (0,86)
$Q_{f_f}^2, \text{МВт (МэВ/дел)}$	79,1 (4,95)	42 (4,2)
$Q_v^1, \text{МВт (МэВ/дел)}$	174,4 (10,93)	119 (11,9)
$Q_v^2, \text{МВт (МэВ/дел)}$	89,5 (5,6)	50,5 (5,05)
$Q_n, \text{МВт (МэВ/дел)}$	48,9 (3,06)	47 (4,7)
$\delta_f = Q_{f_f}^2 \cdot 100 / N, \%$	2,8	2,53
$\delta_n = Q_n \cdot 100 / N, \%$	1,53	2,35
$\delta = \delta_f + \delta_n, \%$	4,33***	4,88
$\Delta = \delta / \delta_n$	2,83	2,08

*** В соответствии с [2] $\delta \approx 7\%$ для РБМК

ют, т.к. данная зона содержит один материал (графит). В табл. 3 приведены спектры мгновенных γ -квантов и γ -квантов осколков деления заданы в соответствии с [2]. Нейтронно-физические параметры реакторов и суммарные тепловыделения в каждой зоне, а также процент (от общей мощности реактора) выделившейся в графите энергии за счет поглощения γ -излучения (δ_f), за счет замедления нейтронов (δ_n) и сумма за счет обоих процессов (δ), значения коэффициента Δ . Тепловыделение, обусловленное замедлением нейтронов, определяется в соответствии с (1) по соотношению

$$Q_n = q_v^u V_{\text{зам}} / k_v, \quad (18)$$

где $V_{\text{зам}}$ – объем замедлителя в АЗ.

ВЫВОДЫ

Анализ полученных результатов позволяет сделать следующие выводы.

1. Основной вклад в генерацию γ -квантов вносят материалы, входящие в состав 1-ой зоны элементарной ячейки. В связи с тем, что графит имеет низкое значение микроскопического сечения радиационного захвата тепловых нейтронов (около 0,004 б), удельная интенсивность реакции захвата во 2-ой зоне на 3 порядка ниже, чем в 1-ой зоне. Объемы зон при этом отличаются на 1 порядок. В результате энергия γ -квантов, выделяемая в процессе захвата нейтронов ядрами графита в пересчете на одно деление, составляет около 0,15 МэВ/дел.

2. Основной вклад в генерацию γ -квантов вносит процесс деления (мгновенные γ -кванты – 7,8 МэВ/дел) и γ -распад осколков деления (7,2 МэВ/дел). Энергия γ -квантов, выделившаяся в результате радиационного захвата (3÷4 МэВ/захват), практически

ки в 5 раз ниже энергии γ -квантов, выделившейся в процессе деления. Удельная интенсивность реакции деления в 1-ой зоне в 2 раза выше удельной интенсивности реакции захвата. Все это приводит к тому, что суммарная энергия, выделяющаяся при поглощении γ -квантов деления, на порядок выше суммарной энергии, выделяющейся при поглощении γ -квантов захвата.

3. В реакторе АДЭ доля тепловыделения за счет процесса замедления нейтронов выше, чем в реакторах РБМК-1000. Этот факт можно объяснить тем, что в АДЭ жесткость спектра нейтронов примерно в 2 раза выше. Отношение объема топлива к объему замедлителя составляет: АДЭ – 0,02; РБМК – 0,03. Однако в этих реакторах используются различные виды топлива: АДЭ – металлический уран ($18,1 \text{ г/см}^3$), РБМК – двуокись урана ($10,3 \text{ г/см}^3$). В реакторах с жестким спектром нейтроны, потеряв часть своей энергии в графите, достаточно быстро поглощаются материалами активной зоны, в том числе вызывая деление с появлением быстрых нейтронов. В реакторах с мягким спектром тепловые нейтроны достаточно долго диффундируют до момента деления топлива.

4. Тепловыделение, обусловленное поглощением γ -квантов, в реакторах АДЭ и РБМК практически не отличается. Энергия, выделяющаяся во всей активной зоне только за счет поглощения γ -излучения, составляет около 8% (в замедлителе около 2,5÷3%) от общей мощности реактора. В графитовом замедлителе канальных реакторов за счет замедления нейтронов и поглощения γ -излучения выделяется около 4÷5% от общей мощности реактора. Следовательно, величина коэффициента Δ определяется в основном тепловыделением за счет процесса замедления нейтронов.

Таким образом, результаты по оценкам ресурса графита АДЭ на прогнозы для РБМК переносить нельзя ввиду 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), а это 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). Увеличение плотности потока сопутствующего γ -излучения и эквивалентной температуры облучения в интервале выше 300°C в соответствии с [1] вызывает уменьшение значения критического флюенса. При определении ресурса 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).

Литература

1. Карпухин В.И., Николаенко В.А., Кузнецов В.Н. Критический флюенс нейтронов как фактор, определяющий ресурс графита кладки РБМК//Атомная энергия. – 1997. – Т. 83. – Вып. 5. – С. 325-329.
2. Глушков Е.С., Демин В.Е., Пономарев-Степной Н.Н., Хрулев А.А. Тепловыделение в ядерном реакторе/Под ред. Н.Н. Пономарева-Степного. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 160 с.

Поступила в редакцию 1.08.2005

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.532.21

Constituents of the Spatial-Distributed Source of Heat Discharge in the Graphite Structures of the Nuclear Power Installations \ V.I. Boiko, P.M. Gavrilov, V.A. Lyzko, V.N. Nesterov, I.V. Shamanin, A.V. Ratman; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 6 pages, 3 tables, 4 illustrations. – References, 2 titles.

The calculation analysis of the heat discharge process in graphite of nuclear reactors is carried out. As the basic there are singled out two constituents of the heat discharge – by the neutron moderation and by the absorption of the γ -quantum's energy. In the constituents calculations the heterogeneity of the reactor's cell and the γ -quantum's spectrum peculiarities were taken in to account. The values of densities of the heat discharge caused by the each of the constituents in the graphite bricklaying of RBMK and ADE reactors are determined. Differences between parameters of the heat discharge in the bricklaying's graphite that are caused by the neutrons and γ -quantum's spectrum's peculiarities in the core are founded out.

УДК 539.125.5: 621.039.51

The Neutron-Physical Aspects of the Uranium-Thorium and Plutonium-Thorium Alloys Handlement \ V.I. Boiko, V.V. Shidlovskiy, P.M. Gavrilov, I.V. Shamanin, M.G. Gerasim, V.N. Nesterov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 9 pages, 3 illustrations. – References, 12 titles.

The possibility of the safe storage of the alloys of the raw nuclide Th^{232} with the basic odd-even nuclides U^{235} and Pu^{239} is analyzed in the paper. The correlation for determination of the limit permissible values of concentration of the nucleus of uranium and plutonium in alloys are obtained, the results of the neutron-physical calculations are presented.

УДК 621.039.543.6

About Contribution of α -n Reaction to Intensity of Neutron Radiation of Dioxide of Plutonium \ V.V. Doulin, S.A. Zabrodskaja; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 7 pages, 4 tables, 3 illustrations. – References, 6 titles.

The technique of experimental definition of α -n neutrons output from different isotope structure plutonium dioxide, using of a method of Rossi- α (a method of neutron-neutron coincidence) is stated. Measurements are carried out on two various installations. In one installation it was used two highly effective counters of slow neutrons (He-3 counter), and in other installation - three fast neutrons detectors, using the stilben scintillators.

The parts of α -n neutrons output was determined for dioxide of plutonium with three various isotope structures. Control measurements by a sample of metal plutonium in which there is no α -n reaction and dioxides of americium with neutrons only from α -n reactions were simultaneously carried out. These parts have been received experimentally and compared with results of calculation under two programs.

УДК 621.039.512: 539.125.5

To a Problem of Identification of Integral Equations of a Kinetics \ A.G. Yuferov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 9 pages, 4 illustrations. – References, 17 titles.

The work is devoted to the formulation of the schemes of identification for the integral equations of a point neutron kinetics on the basis of an autoregression and the analysis of parametrical complexes as criteria of adequacy of constants of delaying neutrons.