

УДК 621.039.5:004.942

ДИНАМИКА НАКОПЛЕНИЯ И СПАДА НАВЕДЕННОЙ АКТИВНОСТИ В ЭЛЕМЕНТАХ КОНСТРУКЦИИ КОНТЕЙНЕРА ПРИ ХРАНЕНИИ ОБЛУЧЕННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

И.В. Шаманин, П.М. Гаврилов*, С.В. Беденко, В.В. Мартынов*, А.О. Павлюк**, В.А. Лызко

Томский политехнический университет

E-mail: bedenko@tpu.ru

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

**ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск

Проведен расчетный анализ спектральных и интегральных характеристик полей излучения вблизи транспортного контейнера, предназначенного для транспортировки и длительного хранения облученного топлива реактора РБМК-1000. Исследована динамика накопления и спада наведенной в ходе эксплуатации радиоактивности материалов, из которых изготовлены элементы конструкции контейнера. Полученная в работе информация о составе и характеристиках наведенной и накопленной радиоактивности позволит создать информационную базу, предназначенную для восстановления истории и условий эксплуатации радиационно-опасных объектов, которые в итоге будут реконструированы, либо выведены из эксплуатации.

Ключевые слова:

Облученное ядерное топливо, наведенная активность, транспортный контейнер.

Key words:

Irradiated nuclear fuel, induced activity, transport container.

Состояние исследований

Задача обеспечения своевременного и безопасного вывода из эксплуатации ядерных и радиационно-опасных объектов рассматривается Госкорпорацией «Росатомом» как приоритетная и принципиально важная для планируемого широкомасштабного развития атомной отрасли. В этой связи актуальной является разработка концептуальных подходов (локальных концепций) по выводу из эксплуатации объектов различного назначения, включая системы и элементы систем хранения облученного ядерного топлива (ОЯТ). На наш взгляд, вместе с разработкой концептуальных подходов должна проводиться систематическая работа по созданию информационных баз, позволяющих восстановить историю и условия эксплуатации тех или иных объектов, которые в итоге будут реконструированы, либо выведены из эксплуатации. Такие информационные базы создаются как по фактическим данным, обеспечиваемым штатными комплектами систем контроля технологических параметров, так и на основе прогнозов, получаемых при компьютерном моделировании с помощью специализированных пакетов прикладных программ.

Использование специализированных пакетов программ при решении производственных задач расширяется [1]. В частности, при определении и уточнении радиационной обстановки в системах хранения ОЯТ (СХОЯТ). В процессе эксплуатации СХОЯТ неизбежно формирование поля наведенной в его конструкционных материалах радиоактивности. При проведении в СХОЯТ регламентных работ, а также при планировании работ по возможному демонтажу и замене отдельных узлов, желательно наличие информации о составе и характеристиках наведенной и накопленной в них радиоактивности. Наконец, такая информация позволит однозначно решать вопрос о возможности

продолжения эксплуатации СХОЯТ в штатном режиме по истечению проектного срока и, при необходимости, разработать технический и технологический регламент вывода его из эксплуатации, включая возможный демонтаж и захоронение отдельных узлов.

Так как радиационную обстановку определяют не только мощность дозы, но и спектральные характеристики поля излучения, для оценки радиационной обстановки необходимо принимать во внимание дифференциальные характеристики излучений.

В этой связи целью настоящей работы является определение дифференциальных характеристик источников и полей излучения, образующихся в элементах конструкции контейнера при хранении ОЯТ с различной глубиной выгорания.

1. Расчет нейтронной и γ -составляющей радиационных характеристик ОЯТ с различной глубиной выгорания

1.1. Расчет изотопного состава ОЯТ

Все величины, характеризующие радиоактивный распад каждого изотопа (периоды полураспада, количество нейтронов на один распад, энергии γ -квантов, образующихся при распаде и т. д.), являются постоянными. Поэтому параметры источников излучений ОЯТ являются функцией только изотопного состава.

Таким образом, задача формирования массива данных, характеризующих ОЯТ как источник различных излучений, сводится к определению изотопного состава ОЯТ и ядерных данных, характеризующих радиоактивные превращения всех изотопов в ОЯТ.

Расчет изменения изотопного состава материалов реакторной установки в процессе ее работы производился с помощью программы ORIGEN-

ARP из расчетного комплекса SCALE 5.0. Обобщенный подход (алгоритм) к описанию изменения изотопного состава ядерного топлива с учетом основных физических особенностей взаимодействия нейтронов с ядрами и последующих радиоактивных превращений, а также конкретные алгоритмы расчета концентраций продуктов деления и актиноидов представлены, например, в работах [1, 2].

1.2. Расчет источников излучения в ОЯТ

ОЯТ является мощным источником ионизирующих излучений. Как источник облученное топливо имеет сложную структуру, которая образована до 800 радиоактивными изотопами. Радиоактивные превращения этих изотопов вызывают генерацию нейтронного и γ -излучений.

Материальный состав источников, формирующих поле излучения вблизи облученной тепловыделяющей сборки (ОТВС), следующий:

- тяжелые ядра (актиноиды) и продукты их распада — основной источник нейтронного излучения;
- продукты деления — основной источник γ -квантов;
- облученные конструкционные материалы, вносящие определенный вклад в общее поле γ -излучения.

Задачу определения состава источника излучений можно существенно упростить, если рассматривать не все радиоактивные изотопы, содержащиеся в ОЯТ, а только те из них, которые суммарно вносят определяющий вклад в данный тип излучения. Как будет показано ниже, после выдержки ОЯТ в течение нескольких лет источником излучения будут являться несколько десятков изотопов. Соответственно, при определении радиационных характеристик ОТВС основное внимание следует уделять точности информации по концентрациям и ядерным константам именно таких изотопов.

Чтобы набор изотопов определял радиационный фон по выбранному типу излучения в определенный промежуток времени, при его отборе следует придерживаться следующих правил:

1. Выбираются изотопы с наибольшей активностью.
2. Суммарная активность этих изотопов должна составлять более 90 % данного вида активности.
3. Каждый из исследуемых видов излучения (γ -излучение, нейтроны спонтанного деления, нейтроны (α, n)- и (γ, xn)-реакций) должен описываться не менее чем тремя изотопами, и, желательно, не более чем десятью.
4. Необходимо, чтобы данный набор изотопов был определяющим в течение достаточно длительного промежутка времени.

Согласно этим условиям при помощи программных комплексов SCALE и MCU был проведен анализ состава и параметров активности ОЯТ, выгружаемого из реактора РБМК-1000. На основании проведенного анализа были выбраны те изотопы, которые на 99 % определяют мощность дозы излучения вблизи ОЯТ реактора РБМК-1000.

1.3. Источники нейтронного излучения в ОЯТ

Под мощностью нейтронного источника ОЯТ с определенной глубиной выгорания и временем выдержки понимается полное количество нейтронов, испускаемых одной ОТВС в единицу времени.

Нейтроны образуются в результате протекания (α, n)-реакций на легких ядрах ОЯТ; спонтанного деления ядер урана и трансурановых элементов в ОЯТ; фотонейтронов, образующихся в результате протекания фотоядерных процессов (фотоядерное деление, реакции типа (γ, xn)) — 3 основные составляющие.

В настоящей работе установлено, что эти составляющие нейтронного источника практически полностью определяются набором из нескольких изотопов, а именно: ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu , ^{242}Cm , ^{244}Cm , ^{246}Cm , ^{242}Cf . При этом с ростом глубины выгорания этот набор изотопов остается неизменным. Подавляющий вклад в нейтронный источник вносится спонтанным делением, причем 98 % нейтронов спонтанного деления образовано ^{244}Cm .

В работе [1, 2] отмечалось, что концентрация ^{244}Cm определяется ныне существующими расчетными программами с погрешностью в десятки процентов, причем расчетное значение концентрации занижено, что ведет к вычислению заниженных значений радиационных характеристик ОЯТ: активности и мощности дозы излучения. Таким образом, для корректного описания нейтронной составляющей радиационных характеристик ОЯТ концентрацию ^{244}Cm необходимо определять максимально точно.

1.4. Источники γ -излучения в ОЯТ

Под мощностью источника γ -излучения в ОЯТ с определенной глубиной выгорания и временем выдержки понимается полное количество γ -квантов, испускаемых одной ОТВС в единицу времени.

В формирование источника γ -квантов вносят вклад [3]:

1. Продукты деления, испытывающие последовательные β -распады, которые, в свою очередь, сопровождаются испусканием γ -квантов при снятии возбуждения ядер.
2. Тяжелые ядра-актиноиды (трансурановые элементы), которые дают γ -кванты, сопровождающие их α -распад и спонтанное деление.
3. Продукты активации элементов, входящих в состав топлива и конструкционных материалов.

Расчетные исследования с использованием программных комплексов SCALE и MCU показали, что γ -фон ОЯТ практически полностью определяется продуктами деления.

На начальном этапе выдержки в γ -фон вносят свой вклад очень большой набор короткоживущих продуктов деления. Но после их распада, когда основной вклад начинают вносить продукты деления с периодом полураспада от 2-х до 20 лет, γ -фон продуктов деления практически полностью опре-

деляется несколькими продуктами деления, а именно: ^{85}Kr , ^{90}Sr , ^{125}Sb , ^{137}Cs , ^{144}Ce , $^{137\text{m}}\text{Ba}$, ^{154}Eu , ^{155}Eu .

Как было сказано выше, определяющий вклад в формирование нейтронного излучения вносят всего несколько изотопов. Например, нейтронный источник в облучённом урановом топливе практически полностью определяется изотопами кюрия [3, 4]. Однако, значения концентраций этих изотопов, как правило, содержат наибольшую неопределенность, так как они практически не влияют на коэффициент размножения и до недавнего времени вопрос точности определения их концентраций не находил должного внимания [1].

Определение параметров источника γ -квантов вызывает меньше проблем, чем определение нейтронного источника, поскольку основными источниками являются продукты деления, а вклад тяжелых ядер и ядер-продуктов активации в формирование общего γ -фона не превышает 1,5...2 %.

1.5. Спектральный состав излучения ОЯТ

Радиационная обстановка определяется интенсивностью и энергетическим спектром излучения ОЯТ. Изотопный состав источников и интенсивность излучения зависят от времени пребывания топлива в реакторе (продолжительность кампании), максимального начального обогащения, среднего выгорания и времени выдержки в бассейне промежуточной выдержки ОЯТ. При расчете дозиметрических характеристик необходимо принимать во внимание не только интенсивность, но и энергетический спектр излучения, так как высокоэнергетическая часть спектра может существенно усложнить радиационную обстановку вблизи ОЯТ. Соответственно, при расчетах необходимо учитывать и дозовые коэффициенты, связывающие выход разных компонент нейтронного и γ -излучения ОЯТ с дозовой нагрузкой на персонал.

Анализ работ, посвященных источникам нейтронного излучения на различных стадиях ядерно-топливного цикла показал, что дополнительным и значимым источником нейтронов в керамическом ОЯТ являются (α, n) -нейтроны, образующиеся в реакциях (α, n) на ядрах кислорода и на некоторых легких ядрах, вызываемых α -частицами от распада Pu, Am и Cm [4]. Спектр (α, n) -нейтронов необходимо учитывать в первую очередь при расчете дозиметрических характеристик ОЯТ, так как именно протекание (α, n) -реакций может существенно усложнить радиационную обстановку вблизи ОЯТ [3, 5].

2. Расчетная 3D-модель транспортного контейнера

При создании расчетной 3D-модели (см. рисунок) использовалась модель, соответствующая реальной геометрии конструкции транспортного контейнера ТУК-109.

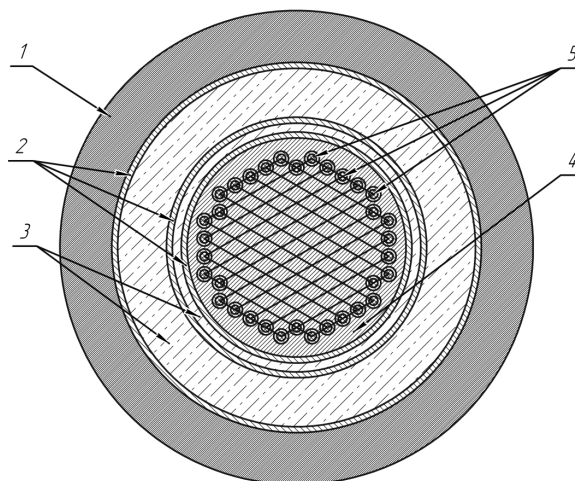


Рисунок. Сечение расчетной 3D-модели контейнера: 1) пространство вблизи контейнера (зона 1 – воздух); 2) стальные оболочки корпуса контейнера (зоны 2, 4, 6 – сталь марки 08Х18Н10Т); 3) бетонные оболочки корпуса контейнера (зоны 3, 5 – бетон марки ОПБ СТ); 4) пространство внутри контейнера, не занятое ОЯТ (He); 5) ампулы с пучками ТВЭЛ ОЯТ

3. Результаты расчетов спектральных и интегральных характеристик источников и полей излучения

Знание изотопного и спектрального состава загружаемого в контейнер ОЯТ позволило провести расчетные исследования пространственного распределения поля нейтронного и γ -излучения, формирующегося в рабочем объеме контейнера. Расчет параметров поля излучения осуществлялся с использованием программного комплекса MCU (константное обеспечение – библиотека MCU-DB).

Последовательность моделируемых событий при расчете параметров поля излучения следующая. Под действием мощного нейтронного излучения от ОЯТ при его долговременном хранении в контейнере происходит активация изначально стабильных ядер, входящих в состав стали и бетона контейнера. Распад каждого образующегося нестабильного ядра сопровождается выделением энергии в точке распада и генерацией фотонов. Процесс радиоактивного распада формирует поле излучения внутри и на поверхности контейнера, а γ -и нейтронное излучение от ОЯТ – поле излучения вблизи контейнера.

Время жизни, энергия распада и спектр излучения для всех радиоактивных ядер известен. Для определения интересующих нас радиационных характеристик материала следует суммировать индивидуальные радиационные характеристики ядер атомов, входящих в состав материала. Таким образом, задача расчета параметров поля излучения, формирующегося в рабочем объеме контейнера, сводится к определению концентраций нестабильных ядер.

В табл. 1 и 2 приведены спектральные и интегральные характеристики полей нейтронного излу-

чения, формирующегося в рабочем объеме контейнера при загрузке в него ОЯТ с различным выгоранием.

А) Характеристики ОЯТ, загруженного в контейнер ТУК-109: обогащение – 2,4 %, выгорание – 22,8 ГВт·сут/(тU), выдержка – 10 лет, интенсивность нейтронного излучения – $5,4 \cdot 10^7$ нейтр./(с·тU), табл. 1.

Таблица 1. Спектральные и интегральные характеристики полей нейтронного излучения в элементах конструкции транспортного контейнера ТУК-109

№ группы	ΔE , МэВ	Φ , нейтр./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$)	Зона
1–14	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-5}$	55,60	1 (воздух)
15–27	$1,77 \cdot 10^{-6} \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	13,06	
Сумма	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	68,66	
1–14	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-5}$	547,19	2 (сталь)
15–27	$1,77 \cdot 10^{-6} \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	276,73	
Сумма	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	823,92	
1–14	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-5}$	6733,71	3 (бетон)
15–27	$1,77 \cdot 10^{-6} \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	6157,16	
Сумма	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	12890,87	
1–14	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-5}$	44308,57	4 (сталь)
15–27	$1,77 \cdot 10^{-6} \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	24019,53	
Сумма	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	68328,10	
1–14	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-5}$	71887,75	5 (бетон)
15–27	$1,77 \cdot 10^{-6} \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	41599,51	
Сумма	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	113487,26	
1–14	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-5}$	104904,28	6 (сталь)
15–27	$1,77 \cdot 10^{-6} \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	24202,64	
Сумма	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	129106,92	

Таблица 2. Спектральные и интегральные характеристики полей нейтронного излучения в элементах конструкции транспортного контейнера ТУК-109

№ группы	ΔE , МэВ	Φ , нейтр./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$)	Зона
1–14	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-5}$	121,21	1 (воздух)
15–27	$1,77 \cdot 10^{-6} \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	18,06	
Сумма	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	139,27	
1–14	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-5}$	793,43	2 (сталь)
15–27	$1,77 \cdot 10^{-6} \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	401,25	
Сумма	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	1194,68	
1–14	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-5}$	9763,87	3 (бетон)
15–27	$1,77 \cdot 10^{-6} \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	9112,59	
Сумма	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	18876,46	
1–14	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-5}$	64246,60	4 (сталь)
15–27	$1,77 \cdot 10^{-6} \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	64246,60	
Сумма	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	99074,91	
1–14	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-5}$	106393,87	5 (бетон)
15–27	$1,77 \cdot 10^{-6} \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	60734,53	
Сумма	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	167128,40	
1–14	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-5}$	153160,25	6 (сталь)
15–27	$1,77 \cdot 10^{-6} \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	34334,92	
Сумма	$6,43 \dots 1,00 \cdot 10^{-8}$	187495,17	

Б) Характеристики ОЯТ, загруженного в контейнер ТУК-109: топливо уран-эрбиевое, при содержании смеси диоксида урана с обогащением 2,8 %

и окиси эрбия с массовой концентрацией эрбия в уране 0,6 %, выгорание – 35 ГВт·сут/(тU), выдержка – 10 лет, интенсивность нейтронного излучения – $6,8 \cdot 10^7$ нейтр./(с·тU), табл. 2.

В работе исследована динамика пространственного распределения дочерних нестабильных радионуклидов, образующихся в элементах конструкции контейнера под действием нейтронного излучения от ОЯТ реактора РБМК-1000. Получена информация о составе и количестве радиоактивности, аккумулированной в контейнере за 50 лет эксплуатации.

В табл. 3 приведены интегральные и дифференциальные характеристики источников фотонного излучения в элементах конструкции контейнера через 2 и 10 лет после снятия его с эксплуатации.

Таблица 3. Спектральные и интегральные характеристики источников фотонного излучения элементов конструкции транспортного контейнера ТУК-109 (время эксплуатации ТУК 50 лет)

Зона 2 (сталь, внешний слой)				
E_i , МэВ	Φ , γ -квант/($\text{см}^2 \cdot \text{с}$)		$P_{\text{экс}}$, мкР/ч	
	Через 2 года	Через 10 лет	Через 2 года	Через 10 лет
0,8	6,19	–	4,69	–
1,16	$9,96 \cdot 10^{-4}$	$3,40 \cdot 10^{-4}$	$1,03 \cdot 10^{-3}$	$3,52 \cdot 10^{-4}$
1,17	6,74	2,30	6,55	2,24
1,32	$3,53 \cdot 10^{-4}$	$1,21 \cdot 10^{-4}$	$2,83 \cdot 10^{-4}$	$0,97 \cdot 10^{-4}$
1,33	7,95	2,72	8,45	2,90
2,96	$2,58 \cdot 10^{-2}$	–	$1,47 \cdot 10^{-1}$	–
Сумма	20,89	5,02	19,85	5,14
Зона 3 (бетон)				
0,8	4,18	–	3,2	–
1,16	$3,64 \cdot 10^{-3}$	$1,25 \cdot 10^{-3}$	$3,76 \cdot 10^{-3}$	$1,30 \cdot 10^{-3}$
1,17	24,58	8,47	23,90	8,03
1,32	$4,04 \cdot 10^{-4}$	$1,39 \cdot 10^{-4}$	$3,24 \cdot 10^{-4}$	$1,12 \cdot 10^{-4}$
1,33	32,18	11,09	34,30	11,80
2,96	$2,05 \cdot 10^{-3}$	–	$1,17 \cdot 10^{-1}$	–
3,37	$2,61 \cdot 10^{-4}$	–	$1,38 \cdot 10^{-2}$	–
Сумма	60,99	19,60	61,53	20,10
Зона 6 (сталь, внутренний слой)				
0,8	62,98	–	47,70	–
1,16	$1,93 \cdot 10^{-3}$	$1,43 \cdot 10^{-3}$	$2,01 \cdot 10^{-3}$	$1,47 \cdot 10^{-3}$
1,17	13,08	9,65	12,80	9,40
1,32	$6,86 \cdot 10^{-4}$	$5,06 \cdot 10^{-4}$	$0,56 \cdot 10^{-3}$	$4,1 \cdot 10^{-4}$
1,33	15,44	11,39	16,55	12,15
2,96	$2,62 \cdot 10^{-2}$	–	1,49	–
3,37	$2,61 \cdot 10^{-3}$	–	$1,38 \cdot 10^{-1}$	–
Сумма	91,51	21,05	78,68	21,56

В табл. 3 использованы следующие обозначения: Φ_γ – плотность потока фотонов, γ -квант/($\text{см}^2 \cdot \text{с}$); $P_{\text{экс}}$ – мощность экспозиционной дозы, мкР/ч.

Из табл. 1–3 видно, что бетонные элементы конструкции контейнера активируются гораздо меньше, что вызвано существенной разницей поглощающих свойств бетона и стали, а также тем, что в бетоне концентрация ^{54}Mn , ^{56}Mn , ^{58}Co , ^{60}Co существенно ниже, а такие долгоживущие β -излучатели как ^{14}C , ^{59}Ni , ^{63}Ni там вообще не накапливаются.

Выводы

1. Установлено, что для перспективных модификаций облученных сборок реактора РБМК-1000 расчетное значение плотности потока быстрых нейтронов вблизи контейнера ТУК-109 превышает предельно допустимые уровни в 3 раза.
2. При хранении облученного топлива в контейнере ТУК-109 происходит накопление в его объеме радиоактивности, уровень которой зависит от материала элементов конструкции, их пространственного расположения и времени.

3. Установлено, что после снятия с эксплуатации контейнера уровень ионизирующего излучения вблизи контейнера определяется изотопами: ^{14}C , ^{41}Ca , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{55}Fe , ^{54}Mn , ^{60}Co . Мощность экспозиционной дозы фотонного излучения за счет накопления этих радионуклидов не превышает предельно допустимых уровней.

Работа выполнена в рамках реализации ФЦП «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009–2013 гг. (Мероприятие 1.2.1. Номер контракта П777 от 20 мая 2010 г.).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шаманин И.В., Беденко С.В., Павлюк А.О., Лызко В.А. Использование программы ORIGEN-ARP при расчете изотопного состава отработанного топлива реактора ВВЭР-1000 // Известия Томского политехнического университета. – 2010. – Т. 317. – № 4. – С. 25–28.
2. Круглов А.К., Рудик А.П. Реакторное производство радиоактивных нуклидов. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 256 с.
3. Беденко С.В., Гнетков Ф.В., Кадочников С.Д. Дозовые характеристики полей нейтронов облученного керамического ядерного топлива различных типов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 1. – С. 6–12.

4. Шаманин И.В., Буланенко В.И., Беденко С.В. Поле нейтронного излучения облученного керамического ядерного топлива различных типов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 2. – С. 97–103.
5. Шаманин И.В., Гаврилов П.М., Беденко С.В., Мартынов В.В. (α, n)-реакции и поле нейтронного излучения облученного керамического ядерного топлива // Известия Томского политехнического университета. – 2009. – Т. 315. – № 2. – С. 75–78.

Поступила 16.03.2011 г.

УДК 621.039.517.5

ОПТИМАЛЬНАЯ ТЕМПЕРАТУРА ЭКСПЛУАТАЦИИ ГРАФИТА ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ПРОЕКТНОЙ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В РЕАКТОРЕ ГТ-МГР

А.В. Головацкий, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин

Томский политехнический университет
E-mail: nesterov@phtd.tpu.ru

Изложена методика определения оптимальной температуры эксплуатации графита реакторов ГТ-МГР для обеспечения проектных значений глубины выгорания ядерного топлива и срока эксплуатации топливного блока. Определены распределения выработанного ресурса графита с учетом неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны для уран-плутониевого и торий-уранового ядерных топливных циклов. Получены зависимости срока службы графита топливных блоков от значений удельного тепловыделения и температуры эксплуатации.

Ключевые слова:

Высокотемпературный газоохлаждаемый ядерный реактор, реакторный графит, повреждающие нейтроны, критический флюенс, выгорание топлива.

Key words:

High-temperature gas-cooled nuclear reactor, reactor-grade graphite, damaging neutrons, critical flux, nuclear fuel burn-up.

Введение

Исследования в области работоспособности ядерно-чистого реакторного графита показали, что его срок службы определяется значением критического флюенса повреждающих нейтронов (нейтроны с энергией выше 180 кэВ) [1]. В свою очередь значение критического флюенса определяется температурой облучения и плотностью потока сопутствующего гамма-излучения. Значения критического флюенса графита в температурной области свыше 300 °С уменьшаются при увеличении темпе-

ратуры облучения [2]. Значение коэффициента теплопроводности графита в процессе эксплуатации снижается, что приводит к росту эквивалентной температуры облучения, снижению значения критического флюенса нейтронов и срока службы графита. Расчеты показывают, что высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (ВТГР), например, ГТ-МГР, характеризуются высокими средними по активной зоне (АЗ) значениями плотностей потоков повреждающих нейтронов $0,5 \dots 1,3 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ в зависимости от типа ядерного топливного цикла