

УДК 621.039.58

ОЦЕНКА ОСТАТОЧНОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА ВВЭР-1000

С.А. Письменецкий¹, В.Б. Пышкин¹, В.Г. Рудычев¹, Е.В. Рудычев²

¹Харьковский национальный университет им. В.Н. Каразина, г. Харьков, пл. Свободы, 4, Украина

²Национальный Научный Центр «Харьковский физико-технический институт», г. Харьков, ул. Академическая, 1, Украина

E-mail: pismen@pht.univer.kharkov.ua

Поступила в редакцию 21 ноября 2007 г.

Описан расчет остаточного тепловыделения отработавшего ядерного топлива реактора ВВЭР-1000 с привлечением новых ядерных данных, содержащихся в базе JEF PC O.E.C.D./NEA Data Bank, и одной из последних версий решения кинетической задачи образования нуклидов при выгорании топлива. Учитывались кумулятивные выходы продуктов деления в тепловом реакторе и реальные условия ячейки и кампании ВВЭР-1000. Сравнение с известными ранее результатами показывает их согласие в пределах $\pm 25\%$. Отмечается рост вклада тепловыделения от α -распада с увеличением срока хранения.

КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА: ВВЭР-1000, отработавшее ядерное топливо, учет обновленных данных, остаточное тепловыделение, особенности многолетней выдержки.

Расчеты тепловыделения облученного ядерного топлива выполняются уже около 40 лет с момента пуска первых энергетических реакторов [1,2]. За это время были уточнены многие ядерные данные, касающиеся процесса деления: кумулятивные выходы продуктов деления (ПД), схемы и цепочки распада отдельных трудноизвлекаемых ПД, энергии, выделяющиеся при распадах и т.д. В связи с чем представляет интерес проверка и/или уточнение результатов расчетов на основе новейших баз данных.

Особый интерес привлекают, обычно, 2 характеристики облученного (отработавшего) ядерного топлива (ОЯТ) – полная удельная активность после извлечения из реактора и остаточное тепловыделение в расчете на одну сборку отработавшего топлива (ОТВС).

Данная работа посвящена оценке остаточного тепловыделения ОТВС реактора ВВЭР-1000 после штатной 3-летней кампании и остывания в течение 5 лет. Конкретной целью являлось выяснить, как отразится использование обновленных баз данных на расчетных значениях остаточного тепловыделения. Такое топливо предполагается в течение ближайших лет содержать методом сухого хранения (СХОЯТ), так что цель работы содержит и практический интерес. Исходные данные для расчетов, касающиеся режима облучения, были взяты из [3] и сводятся к величине начального обогащения по ^{235}U 4,4% и значению энерговыработки за кампанию 40,5 МВт·сут/кг U.

Для оценки остаточного тепловыделения накопленных ПД и трансурановых элементов (ТЭ) необходимо знать их содержание в ОЯТ на момент окончания облучения, а также схемы распада и времена жизни интересующих изотопов. Первая часть задачи – расчет концентраций продуктов облучения, требует решения сложной системы кинетических уравнений, в которые необходимо вводить точные значения большого числа параметров активной зоны (АЗ), элементарной ячейки и режима работы реактора. Для реактора ВВЭР-1000 известны несколько решений этой задачи, приводящих к близким результатам [3,4,5 с.178-187,6 с.367-374]. Кроме того, задаче расчета остаточного тепловыделения облученного топлива посвятили свои работы зарубежные исследователи [7-8], опубликовавшие свои результаты в 70-80-е годы, когда велась активная разработка и ввод в эксплуатацию водо-водяных реакторов.

Мы используем оригинальный комбинированный метод расчета остаточного тепловыделения ОТВС, позволяющий учесть наиболее современные ядерные данные о выходах продуктов деления в тепловых реакторах [9], соединяя их с одним из поздних решений кинетической задачи [5 с.141-149].

ПОСЛЕДОВАТЕЛЬНОСТЬ ВЫПОЛНЕНИЯ РАСЧЕТА

В результате 3-летней реакторной кампании в соответствии с данными из [5 с.178] в ОЯТ с начальным обогащением 4,4% по ^{235}U при энерговыработке 40,5 МВт·сут/тU образуются ПД и изотопы урана, плутония, америция и кюрия, представленные в таблице 1. В табл.1 данные колонок 2,4 взяты непосредственно из [5, табл.12.1-12.5], а данные колонки 3 – число атомов ПД на одну ОТВС, были рассчитаны по формуле:

$$N_a = 2 \times \frac{M_{\text{ПД}}}{A} \cdot N_A \cdot k \cdot p = 0,8172 \cdot \frac{M_{\text{ПД}}}{A} \cdot N_A, \quad (1)$$

где $N_A = 6,02 \times 10^{23}$ ат/моль – число Авогадро, A – атомный вес родительского изотопа, $M_{\text{ПД}}$ – масса ПД из колонки 2 табл.1, кг/тU, $k = 0,404$ т/ОТВС, $p = 1,0114$ – коэффициент превышения массы родительского изотопа

над массой продуктов деления, коэффициент 2 учитывает образование 2 атомов ПД из одного родительского ядра. Данные колонки 5 рассчитаны по формуле:

$$N_{ТЭ} = \frac{M_{ТЭ}}{A} \cdot N_A \cdot k, \quad (2)$$

в которой $M_{ТЭ}$ – масса ТЭ из колонки 4, а остальные обозначения приняты как в (1).

Таблица 1. Содержание ПД и ТЭ в ОТВС

Изотоп	Масса ПД, кг/тU	Количество ПД, атом/ОТВС	Масса ТЭ, кг/тU	Количество ТЭ, атом/ОТВС
^{235}U	26,95	$5,64 \cdot 10^{25}$	10,45	$1,08 \cdot 10^{25}$
^{236}U			5,73	$5,9 \cdot 10^{24}$
^{238}U	2,67	$5,52 \cdot 10^{24}$	928	$9,48 \cdot 10^{26}$
^{237}Np			0,734	$7,53 \cdot 10^{23}$
^{239}Pu	12,9	$3,25 \cdot 10^{25}$	5,64	$5,74 \cdot 10^{24}$
^{240}Pu			2,33	$2,36 \cdot 10^{24}$
^{241}Pu	2,18	$5,44 \cdot 10^{24}$	1,50	$1,51 \cdot 10^{24}$
^{242}Pu			0,576	$5,79 \cdot 10^{23}$
^{243}Am			0,106	$1,06 \cdot 10^{23}$
^{244}Cm			0,0315	$3,14 \cdot 10^{22}$

На следующем этапе расчета из данных колонки 3 табл.1 были получены концентрации ПД, имеющих заметные активности после остывания в течение 5 и более лет ($t \geq 5$ лет, $T_{1/2} > 0,5$ года). Для этого использовались взвешенные данные из базы [9] о кумулятивных выходах каждого интересующего ПД при делении каждого ТЭ, содержащегося в топливе. В нашем случае (реактор на тепловых нейтронах с топливом ^{235}U) можно рассматривать всего 4 родительских нуклида, создающих ПД, а именно: ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu . Соответственно, число атомов каждого ПД может быть представлено в виде суммы по родительским нуклидам:

$$N_{ПД} = \sum_i \frac{C_i}{200} \cdot N_a^i, \quad (3)$$

где C_i – кумулятивный выход данного ПД от i -го родителя, %; N_a^i – полное число атомов ПД от данного родителя (табл.1). Коэффициент $1/200$ учитывает нормировку данных, заимствованных из таблиц [9].

В таблице 2 приведены расчетные выходы ПД с периодами полураспада $T_{1/2} > 0,5$ года в ат/ОТВС от каждого из родительских нуклидов и суммарное количество атомов каждого ПД на момент окончания облучения.

Таблица 2. Количество ПД с $T_{1/2} > 0,5$ года в одной ОТВС после 3-летней кампании

ПД	Родительский нуклид				Суммарный выход ПД, ат/ОТВС
	^{235}U	^{238}U	^{239}Pu	^{241}Pu	
^{90}Sr	$1,65 \cdot 10^{24}$	$9,73 \cdot 10^{22}$	$3,2 \cdot 10^{23}$	$4,08 \cdot 10^{22}$	$2,108 \cdot 10^{24}$
^{106}Ru	$1,13 \cdot 10^{23}$	$7,04 \cdot 10^{22}$	$6,79 \cdot 10^{23}$	$1,68 \cdot 10^{23}$	$1,034 \cdot 10^{24}$
^{134}Cs	$1,86 \cdot 10^{24}$	$1,85 \cdot 10^{23}$	$1,12 \cdot 10^{24}$	$1,78 \cdot 10^{23}$	$3,34 \cdot 10^{24}$
^{137}Cs	$1,76 \cdot 10^{24}$	$1,65 \cdot 10^{23}$	$1,05 \cdot 10^{24}$	$1,69 \cdot 10^{23}$	$3,14 \cdot 10^{24}$
^{144}Ce	$1,54 \cdot 10^{24}$	$1,21 \cdot 10^{23}$	$6,09 \cdot 10^{23}$	$1,10 \cdot 10^{23}$	$2,38 \cdot 10^{24}$
^{147}Pm	$6,37 \cdot 10^{23}$	$7,34 \cdot 10^{22}$	$3,33 \cdot 10^{23}$	$6,20 \cdot 10^{22}$	$1,05 \cdot 10^{24}$
^{85}Kr	$8,09 \cdot 10^{22}$	$5,41 \cdot 10^{21}$	$2,09 \cdot 10^{22}$	$2,31 \cdot 10^{21}$	$1,09 \cdot 10^{23}$
^{126}Sb	$7,89 \cdot 10^{21}$	$2,67 \cdot 10^{21}$	$3,25 \cdot 10^{22}$	$7,07 \cdot 10^{21}$	$5,01 \cdot 10^{22}$
^{125}Te	$7,89 \cdot 10^{21}$	$2,67 \cdot 10^{21}$	$3,25 \cdot 10^{22}$	$7,07 \cdot 10^{21}$	$5,01 \cdot 10^{22}$
^{154}Eu	$4,23 \cdot 10^{22}$	$9,38 \cdot 10^{21}$	$6,33 \cdot 10^{22}$	$1,39 \cdot 10^{22}$	$1,29 \cdot 10^{23}$

Окончательно, на основе числа атомов ПД на момент окончания облучения из табл.2 производится расчет энерговыделения ОЯТ за счет β - γ -распадов ПД с учетом времени выдержки ОТВС. Для этого используется следующая формула:

$$W_{\beta\gamma} = \sum_i N_{ПД}^i \cdot \lambda_i \cdot \exp(-\lambda_i t) \cdot E_{\beta+\gamma}^i. \quad (4)$$

Здесь сумма берется по всем ПД, t – время от окончания облучения до интересующего момента, с; λ_i – постоянная распада нуклида i , c^{-1} ; $E_{\beta+\gamma}^i$ – полная энергия распада данного нуклида, МэВ [9]. Полученные расчетные значения $W_{\beta\gamma}$ в МэВ/ОТВС для разных продолжительностей хранения t приведены в табл.3.

Для получения значения полного выделения тепла ОЯТ данные табл.3 следует дополнить энергией, выделяющейся при α -распаде ТЭ, содержащихся в ОЯТ. Необходимые исходные данные для такого расчета содержатся в 5 колонке табл.1 и в базе данных [9]. Расчет тепловыделения за счет α -распада производился по формуле:

$$W_{\alpha} = \sum_i N_{TЭ}^i \cdot \lambda_i \cdot \exp(-\lambda_i t) \cdot E_{\alpha}^i . \quad (5)$$

Таблица 3. Тепловыделение ОТВС за счет β - γ -распадов ПД при разных временах хранения

Параметр	Время хранения, лет					
	0,5	1,0	2,3	3,0	10	30
$W_{\beta\gamma}$, МэВ/ОТВС	$5,99 \times 10^{16}$	$4,96 \times 10^{16}$	$3,1 \times 10^{16}$	$2,42 \times 10^{16}$	$2,86 \times 10^{15}$	$4,08 \times 10^{14}$
$W_{\beta\gamma}$, кВт/ОТВС	9,610	7,94	4,964	3,87	0,458	0,065

Здесь сумма берется по всем учтенным тяжелым элементам, $N_{TЭ}^i$ и E_{α}^i – исходное число атомов и энергия α -распада элемента, ат/ОТВС и МэВ/расп. соответственно. Результаты расчета полного выделения энергии ОТВС ($W_{\alpha} + W_{\beta\gamma}$) представлены в табл.4. Эти же данные для наглядности показаны на рис.1 (темные треугольники).

Таблица 4. Полное расчетное выделение тепла ОТВС

Параметр	Время хранения, лет					
	0,5	1,0	2,3	3,0	10	30
$(W_{\alpha} + W_{\beta\gamma})$, МэВ/ОТВС	$5,99 \times 10^{16}$	$4,96 \times 10^{16}$	$3,1 \times 10^{16}$	$2,42 \times 10^{16}$	$3,66 \times 10^{15}$	$1,58 \times 10^{15}$
$(W_{\alpha} + W_{\beta\gamma})$, Вт/ОТВС	9610	7940	4964	3870	587	254

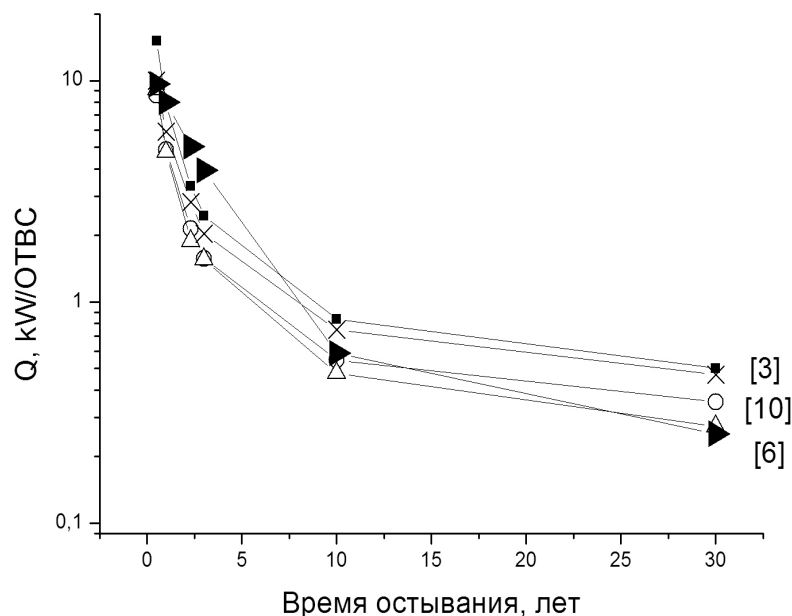


Рис.1. Сравнение результатов расчета остаточного тепловыделения ОТВС с данными других авторов. Черные треугольники – данные настоящей работы.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Сравнение результатов расчета остаточного тепловыделения ОТВС, выполненных в разных работах [3,6,10], показывает их количественное расхождение в пределах $\pm 25\%$ от среднего значения, которое практически постоянно от 5 до 30 лет выдержки. В расчетах [10], не учитывалась специфика реактора ВВЭР-1000, однако их результаты, как видно из рис.1, вполне хорошо согласуются с отечественными расчетами [3] и [6]. Данные настоящей работы отличаются от прочих на рис.1, в основном, для времен остывания, меньших 5 лет, однако расчет тепловыделения топлива для таких времен не был целью настоящей работы.

Следует обратить внимание на такую важную особенность остаточного тепловыделения ОТВС ВВЭР-1000, как постоянное увеличение в ходе хранения вклада α -распада трансурановых элементов, который составляет менее 5% при времени выдержки 1 год и возрастает, согласно нашим оценкам, до $\approx 75\%$ к 30 годам хранения ОТВС. Эту же особенность подтверждают и расчеты [3], хотя с несколько меньшим ускорением.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. S.J. Friesenholn, N.A. Lurie et al. U-235 fission product decay heat from 1 to 100,000 seconds. Report EPRI-NP-180, 1976.
2. Perry A.M., Maienschein F.C., Vondy D.R. Fission product afterheat – a review of experiments pertinent to the thermal fission of ^{235}U . Report ORNL/TM-4197, 1973.
3. В.М. Колобашкин и др. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива.- М.:Энергоатомиздат, 1983.- 384 с.
4. А.К. Круглов, А.П. Рудик Реакторное производство радиоактивных нуклидов. - М. :Энергоатомиздат, 1985.-256с.
5. А.С. Герасимов, Т.С. Зарицкая, А.П. Рудик Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах. – М.:Энергоатомиздат, 1989.-575с.
6. А.Д. Галанин Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах. 2-е изд. - М.:Энергоатомиздат, 1990.-536с.
7. J. Jedruch, R.J. Nodrik Verification of energy release in fission from power plant calorimetrics and isotopic composition of spent fuel //J. Nucl. Energy. - 1973. - Vol.27, №4. - P.195.
8. K. Shure., O.J. Wallance, J.C. Conner Comparison of calculations and measurements of fission product decay heat for uranium 235 and plutonium 239 for cooling times $>5 \cdot 10^4$ s// Nucl.Sci. Engng. – 1979. - Vol.71, №3. - P.327.
9. JEF-2.2 Radioactive Decay Data, OECD Nuclear Energy Agency, JEF Report 13, 1994. France.
10. K. Shure Decay rate and decay heat data from fission products // Nucl. Sci. Engin. – 1981. - Vol.78, p.1. - P.185.

ESTIMATION OF AFTERHEAT OF VVER-1000 SPENT NUCLEAR FUEL

S.A. Pismenetskiy¹, V.B. Pyshkin¹, V.G. Rudychev¹, Y.V. Rudychev²

¹V.N. Karazin Kharkov National University

²National Scientific Center, Kharkov Institute of Physics and Technology

A calculation has been described of afterheat of a spent nuclear fuel from VVER-1000 reactor on the base of the new nuclear data from JEF PC O.E.C.D./NEA DATA BANK and on the latest solution of the kinetic task of a fuel burning. Both the cumulative yields of fission products and real VVER-1000 reactor conditions were taking into consideration. Comparison of results with the previous works shows their agreement within 25%. It was pointed out the grows of α -activity part during the time of keeping.

KEY WORDS: VVER-1000, spent nuclear fuel, new nuclear data including, spent fuel afterheat, particularities of long-time keeping.