

УДК 539.16

**РАСЧЕТ SF-КОЭФФИЦИЕНТОВ
ДЛЯ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В ТОПЛИВЕ
ТЕПЛОВОГО РЕАКТОРА ВВЭР-1000**

Э. А. РУДАК, О. И. ЯЧНИК

*Институт физики имени Б. И. Степанова
НАН Беларуси, г. Минск*

Н. В. МАКСИМЕНКО, В. В. АНДРЕЕВ

*Учреждение образования «Гомельский государственный
университет имени Ф. Скорины», Республика Беларусь*

Введение

В ходе работы теплового реактора радионуклидный состав его активной зоны непрерывно меняется как вследствие деления ядер топлива (^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{238}U и др.) с образованием продуктов деления, так и за счет образования продуктов активации на тех же ядрах топлива и продуктах деления. Кроме того, образуются и коррозионные радионуклиды (^{58}Co , ^{59}Co , ^{51}Cr , ^{54}Mn и др.). По статистике, около процента тепловыделяющих элементов имеют нарушения в герметизации топлива. Поэтому и радиационная обстановка в районе даже нормально функционирующего водо-водяного реактора характеризуется выбросами продуктов деления, продуктов активации ядер топлива, а также продуктами коррозии [1].

Часто прямое измерение концентраций радионуклидов в отработанном топливе реактора, объектах окружающей среды является технически сложной задачей. Особенно если учесть, что многие радионуклиды в радиоактивных загрязнениях и отходах относятся к α - и β -излучающим нуклидам, а следовательно, их концентрации нельзя определить методами неразрушающего контроля по их собственному излучению. Поэтому альтернативой прямому измерению концентраций ДТМ (трудноизмеряемых) радионуклидов является метод масштабных коэффициентов (scaling factor method, SF-коэффициенты), основанный на корреляции между активностями ДТМ-радионуклидов и некоторыми ключевыми γ -излучающими ЕТМ (легкоизмеряемыми) радионуклидами.

Метод SF-коэффициентов основывается на том, что со временем в различных объектах реактора и окружающей его среды устанавливается вполне определенный по структуре уровень радиационного загрязнения. Следовательно, устанавливаются и вполне определенные отношения активностей различных радионуклидов (SF-коэффициенты). По определению $SF = A_{\text{ДТМ}} / A_{\text{ЕТМ}}$, где $A_{\text{ДТМ}}$ – трудноизмеряемая активность и $A_{\text{ЕТМ}}$ – активность ключевого нуклида (по сути дела это те же корреляционные соотношения, исследованные в [2], [3]). Поэтому если мы знаем SF-коэффициенты для представляющих интерес радионуклидов, то определение радиационной обстановки сводится к простому пересчету по измеренной активности одного или нескольких ЕТМ-радионуклидов.

Наиболее распространенными на практике ключевыми ЕТМ-радионуклидами являются ^{137}Cs ($T_{1/2} = 30$ лет), образующийся при делении ядер топлива, и продукт

коррозии конструкционных материалов ^{60}Co ($T_{1/2} = 5,3$ г). В SF-методе отношения $SF = A_{\text{ДТМ}} / A_{\text{ЕТМ}}$ рассчитываются или определяются экспериментально для различных типов реакторов и являются основными величинами при оценке радиозэкологической обстановки в районе действующего реактора.

Очень важным объектом в SF-методе является отработанное реакторное топливо. При захоронении или дальнейшей переработке топлива требуется предварительно определить его радионуклидный состав по изотопам урана и трансурановых элементов (^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu и др.), долгоживущим радионуклидам типа ^{87}Rb ($T_{1/2} = 4,88 \cdot 10^{10}$ лет), ^{93}Zr ($1,5 \cdot 10^6$ лет), ^{94}Nb ($2,4 \cdot 10^4$ лет) и т. д., т. е. требуется знать необходимые SF-факторы. В техническом отношении это очень сложная задача. Однако в случае реакторного топлива, как показано в [2], [3], при определении SF-коэффициентов можно обойтись и без сложного эксперимента.

Ранее в работах авторов настоящей статьи [2], [3] развивался частный случай SF-метода – так называемый метод корреляционных соотношений (КС-метод). КС-метод отличается от SF-метода тем, что он используется для установления соотношения между активностями радионуклидов только в топливе. Причем можно рассчитать КС (SF-коэффициенты) как для топлива действующего реактора, так и в отработанном реакторном топливе. В случае же радиоактивных выпадений, например, при анализе чернобыльских выпадений, КС устанавливались по экспериментальным данным загрязнения почвы [4].

Так, в работах [2]–[4] с помощью КС для определения косвенным методом содержания α -излучающих изотопов трансурановых элементов в качестве ключевого радионуклида брались, в основном, жестко связанные с топливной матрицей нуклиды ^{141}Ce , ^{144}Ce , ^{95}Zr . В ряде случаев в качестве ключевых радионуклидов использовались ^{103}Ru , ^{106}Ru (при определении характера выпадений радионуклида [5]). Значительно реже использовался ^{137}Cs , поскольку в окружающую среду он был выброшен преимущественно в конденсационной форме. Таким образом, и КС (SF-коэффициентам) с использованием ^{137}Cs в качестве ключевого радионуклида уделялось мало внимания.

На сегодняшний момент, в связи с принятием решения о строительстве в Гродненской области атомной станции на основе реактора типа ВВЭР-1000, ситуация изменилась. Проблема расчета КС (SF-коэффициентов) с ^{137}Cs в качестве ключевого радионуклида в ближайшем будущем станет актуальной.

На кафедре теоретической физики ГГУ им. Ф. Скорины и в Институте физики НАН Беларуси в течение ряда лет велись совместные работы по использованию КС для решения радиозэкологических проблем, связанных с аварией на ЧАЭС [2]–[5]. В настоящей работе тот же коллектив авторов рассматривает возможность расчета SF-коэффициентов с использованием ^{137}Cs в качестве ключевого радионуклида для продуктов деления топлива ВВЭР-1000.

Физические основы метода корреляционных соотношений для продуктов деления ядер топлива

Ранее в работах [6], [7] была исследована рассчитанная в [8] зависимость выгорания массы ^{235}U $m(^{235}\text{U}, t)$ от времени работы реактора t или выгорания W в работающих в режиме постоянной мощности реакторах ВВЭР-440 (обогащение по ^{235}U 1,6; 2,4; 3,3; 3,6 %), ВВЭР-1000 (обогащение по ^{235}U 4,4 %) и РБМК-1000

(обогащение по ^{235}U 2,0 %). При этом оказалось, что во всех случаях выполняются соотношения:

$$m(^{235}\text{U}, t) = [m_0(^{235}\text{U}) + \mu] \exp(-\lambda t) - \mu; \quad (1)$$

$$\Delta m(^{235}\text{U}, t) = [m_0(^{235}\text{U}) + \mu][1 - \exp(-\lambda t)], \quad (2)$$

где $m_0(^{235}\text{U})$ – исходная масса ^{235}U ; μ – константа, $\lambda \approx 1/\tau$, τ – кампания реактора; $\Delta m(^{235}\text{U}, t) = m_0(^{235}\text{U}) - m(^{235}\text{U}, t)$ – потеря массы ^{235}U при выгорании топлива. При правильно выбранных константах формулы (1), (2) описывают результаты модельных численных расчетов выгорания ^{235}U для всех перечисленных выше типов реакторов с погрешностью до нескольких процентов. Нахождение констант λ , μ по результатам численных расчетов не представляет особого труда. В частности, для реактора ВВЭР-1000 (обогащение по ^{235}U 4,4 %) кампания реактора $\tau = 2,71$ г., параметры $\lambda = 0,35 \text{ г}^{-1}$ и $\mu = 10,93$ кг/т. В табл. 1 в качестве примера приводится сравнение рассчитанных численным методом [8] и по формуле (1) масс $m(^{235}\text{U}, t)$ в зависимости от времени работы реактора ВВЭР-1000.

Таблица 1

Сравнение аналитических (1) и численных [8] результатов расчетов удельной массы ^{235}U $m(^{235}\text{U}, t)$ (кг/т) в ВВЭР-1000 в зависимости от времени работы реактора

t , г.	(1)	[8]	ρ	t , г.	(1)	[8]	ρ	t , г.	(1)	[8]	ρ
0,15	41,2	41,2	1	1,05	27,2	27,2	1	1,95	17,0	16,8	1,01
0,30	38,6	38,5	1	1,20	25,3	25,2	1	2,10	15,6	15,4	1,01
0,45	36,1	36,0	1	1,35	23,5	23,4	1	2,25	14,2	14,1	1,01
0,60	33,7	33,6	1	1,50	21,7	21,6	1	2,40	13,0	12,8	1,02
0,75	31,4	31,4	1	1,65	20,0	19,9	1,01	2,55	11,7	11,6	1,01
0,90	29,3	29,2	1	1,80	18,5	18,3	1,01	2,70	10,6	10,5	1,01

Результаты аналитических и численных расчетов практически совпадают. Поэтому, продифференцировав (1) по времени, мы сразу получаем экспоненциальную зависимость скорости выгорания массы ^{235}U со временем $m(^{235}\text{U}, t)' = -\lambda[m_0(^{235}\text{U}) + \mu] \exp(-\lambda t)$. Поскольку для ^{235}U при малых энергиях нейтронов отношение сечения деления к полному сечению примерно постоянно $\sigma_f / \sigma_{t0t} \approx \text{const}$, то и для скорости деления ядер ^{235}U получается простая экспоненциальная зависимость

$$P_f(^{235}\text{U}, t) = P_{0f} \exp(-\lambda t), \quad (3)$$

где P_{0f} – константа, соответствующая номинальной мощности реактора. Выражение $P_f(t)$ (3) является ключевым в методе корреляционных соотношений, или SF-методе для тепловых реакторов, в том числе и для представляющего особый интерес ВВЭР-1000.

Поскольку в работающем в режиме постоянной мощности реакторе скорость делений P_{0f} постоянна, то на остальные делящиеся нуклиды (^{239}Pu , ^{241}Pu деление теп-

ловыми нейтронами, ^{238}U деление нейтронами спектра деления) приходится $P_f(R, t) = P_{0f}[1 - \exp(-\lambda t)]$. Без особой погрешности можно считать, что эта часть скорости делений P_{0f} обусловлена ^{239}Pu .

Как было показано в [9], [10], в случае двух делящихся нуклидов ^{235}U и ^{239}Pu для удельной активности i -го продукта деления $A_i(t)$ с периодом полураспада порядка суток и более получается исключительно простое выражение

$$A_i(t) = P_{0f} y_i^K(^{239}\text{Pu}) [1 + \beta \exp(-\lambda t) - (1 + \beta) \exp(-\lambda_i)], \quad (4)$$

где коэффициент $\beta = \lambda_i [y_i^K(^{235}\text{U}) - y_i^K(^{239}\text{Pu})] / (\lambda_i - \lambda) y_i^K(^{239}\text{Pu})$, λ_i – константа распада i -го осколка деления, $y_i^c(^{235}\text{U})$ и $y_i^c(^{239}\text{Pu})$ – суммарные выходы этого нуклида при делении ^{235}U и ^{239}Pu соответственно. Согласие рассчитанных численным методом активностей $A_i(t)$ [11] с рассчитанными по формуле (4) для продуктов деления с $T_{1/2} \geq 1$ сут находится в пределах нескольких процентов.

Весь формализм расчета активностей радионуклидов был разработан первоначально для реактора РБМК-1000 и использовался в работах, связанных с ликвидацией последствий аварии на ЧАЭС для районов юга Гомельской области с преобладающим топливным загрязнением почвы. С точностью до константы P_{0f} этот формализм может быть использован и в расчетах для ВВЭР-1000. В РБМК-1000 скорость деления ядер составляет $P_{0f} \approx 6,06 \cdot 10^{17}$ Бк/т, а в ВВЭР-1000 $P_{0f} \approx 13,5 \cdot 10^{17}$ Бк/т. Для этого на рис. 1 приводится сравнение отношения удельных масс $\alpha(t) = m(^{235}\text{U}, t)_{\text{ВВЭР}} / m(^{235}\text{U}, t)_{\text{РБМК}}$, $\beta(t) = m(^{239}\text{Pu}, t)_{\text{ВВЭР}} / m(^{239}\text{Pu}, t)_{\text{РБМК}}$, $\gamma(t) = m(^{240}\text{Pu}, t)_{\text{ВВЭР}} / m(^{240}\text{Pu}, t)_{\text{РБМК}}$, $\delta(t) = m(^{241}\text{Pu}, t)_{\text{ВВЭР}} / m(^{241}\text{Pu}, t)_{\text{РБМК}}$ в зависимости от времени работы реактора.

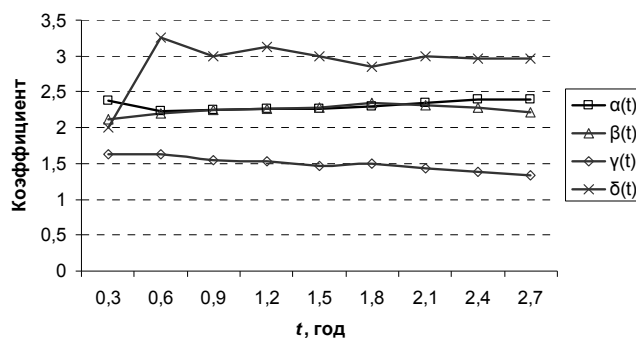


Рис. 1. Отношения удельных масс, нарабатываемых в ВВЭР-1000 и РБМК-1000, в зависимости от времени работы реактора: $\alpha(t)$, $\beta(t)$, $\gamma(t)$ и $\delta(t)$

Как видно из рис. 1, для (^{235}U) и (^{239}Pu), дающих основной вклад в энерговыработку, эти отношения удельных масс чуть больше 2 и слабо зависят от времени. Поэтому можно считать, что весь развитый для РБМК-1000 формализм применим и для ВВЭР-1000.

Определение содержания продуктов деления в тепловом реакторе ВВЭР-1000 по активности ^{137}Cs

Как отмечалось выше, при определении активностей радионуклидов с помощью экспериментальных SF-коэффициентов в качестве ключевого радионуклида наибо-

лее часто используются сравнительно долгоживущие ^{60}Co и ^{137}Cs , γ -активности которых легко измеряются. Нетрудно показать, что ^{137}Cs исключительно удобен при использовании его в расчетах теоретических SF-коэффициентов для определения содержания радионуклидов в реакторном топливе.

Согласно (4) зависимость удельной активности ^{137}Cs от времени работы реактора t определяется формулой

$$A(^{137}\text{Cs}, t) = P_{0f} 6,7274 \cdot 10^{-2} [1 + 0,00479 e^{-0,023t}] \text{ Бк/т.} \quad (5)$$

Без особых погрешностей эту формулу можно представить в виде:

$$A(^{137}\text{Cs}, t) \approx P_{0f} 6,7274 \cdot 10^{-2} [1 - e^{-0,023t}]. \quad (6)$$

Поскольку кампания реактора длится не более трех лет, то и эта формула может быть сильно упрощена:

$$A(^{137}\text{Cs}, t) \approx P_{0f} 1,55 \cdot 10^{-3} t. \quad (7)$$

Мы получили простую линейную зависимость удельной активности $A(^{137}\text{Cs}, t)$ от времени работы реактора. Упрощения в формуле для наработки активности ^{137}Cs оказались возможными благодаря малой абсолютной величине коэффициента β в формуле (4) для $A(^{137}\text{Cs}, t)$. В свою очередь малость коэффициента β объясняется близкими по значению суммарными выходами ^{137}Cs при делении ^{235}U $y^k(^{235}\text{U}, ^{137}\text{Cs}) = 6,2685 \cdot 10^{-2}$ и ^{239}Pu $y^k(^{239}\text{Pu}, ^{137}\text{Cs}) = 6,7274 \cdot 10^{-2}$, а также сравнительно малой константой распада ^{137}Cs $\lambda(^{137}\text{Cs}) \approx 0,023 \text{ г.}^{-1}$

Результаты аналитических расчетов зависимости удельной активности $A(^{137}\text{Cs}, t)$ по формуле (7) в РБМК-1000 практически совпадают с результатами численных расчетов [11]. Проверим формулу (7) и по наработке $A(^{137}\text{Cs}, t)$ в аварийном РБМК-1000 ЧАЭС, для которого $P_{0f} \approx 6,1 \cdot 10^{17}$ Бк/т, масса топлива примерно 190 т, эффективное время работы реактора примерно 1,6 г. Следовательно, на момент аварии была наработана активность $A(^{137}\text{Cs}, t) \approx 6,1 \cdot 10^{17} \cdot 190 \cdot 1,55 \cdot 10^{-3} \cdot 1,6 \approx 2,9 \cdot 10^{17}$ Бк, что хорошо согласуется с результатами сложных численных расчетов, приведенных в [12]. Очевидно, что аналогичные оценки можно делать и на уровне отдельной топливной сборки с различной глубиной выгорания топлива.

Если в качестве ключевого элемента используется $A(^{137}\text{Cs}, t)$, то по формуле (4) должны быть рассчитаны и удельные активности других продуктов деления. Возможность использования формулы $A_i(t)$ (4) ограничена периодом полураспада конечного нуклида в изобарной цепочке, т. е. он должен быть порядка суток и более. Представляющих практический интерес продуктов деления с такими периодами полураспада в топливе тепловых реакторов, по крайней мере, 32 (табл. 2):

Таблица 2

Продукты деления с $T_{1/2} \geq 1$ сут в тепловом реакторе

Нук-лид	$T_{1/2}$	Нук-лид	$T_{1/2}$	Нук-лид	$T_{1/2}$	Нук-лид	$T_{1/2}$
^{87}Rb	$4,8 \cdot 10^{10}$ лет	^{99}Mo	2,75 сут	^{125}Sb	2,73 г.	$^{133\text{m}}\text{Xe}$	2,19 сут
^{89}Sr	50,55 сут	^{98}Tc	$4,2 \cdot 10^6$ лет	^{127}Sb	3,85 сут	^{133}Xe	5,25 сут
^{90}Sr	28,6 лет	^{99}Tc	$2,13 \cdot 10^6$ лет	$^{127\text{m}}\text{Te}$	109 сут	^{137}Cs	30,17 лет

Окончание табл. 2

Нук-лид	$T_{1/2}$	Нук-лид	$T_{1/2}$	Нук-лид	$T_{1/2}$	Нук-лид	$T_{1/2}$
^{91}Y	58,51 сут	^{103}Ru	39,26 сут	$^{129\text{m}}\text{Te}$	33,6 сут	^{140}Ba	12,75 сут
^{93}Zr	$1,53 \cdot 10^6$ лет	^{106}Ru	371,6 сут	^{132}Te	3,26 сут	^{141}Ce	32,5 сут
^{95}Zr	64,02 сут	^{111}Ag	7,45 сут	^{129}I	$1,57 \cdot 10^7$ лет	^{143}Ce	1,37 сут
^{97}Zr	16,9 ч	^{125}Sn	9,64 сут	^{131}I	8,04 сут	^{144}Ce	284,4 сут
^{94}Nb	$2,03 \cdot 10^4$ лет	^{126}Sn	$1,0 \cdot 10^5$ лет	$^{131\text{m}}\text{Xe}$	11,9 сут	^{147}Nd	10,98 сут

Как видно из табл. 2, в число этих нуклидов входят долгоживущие ^{87}Rb , ^{93}Zr , ^{94}Nb , ^{98}Tc , ^{99}Tc , ^{126}Sn , ^{129}I , определение содержания которых в отработанном реакторном топливе обязательно.

Для этих продуктов деления SF-коэффициенты $= A_i(t) / A(^{137}\text{Cs}, t) = A_i(t) / P_{0f} 1,55 \cdot 10^{-3} \cdot t$. Поэтому результаты расчетов $A_i(t)$ по формуле (4) целесообразно аппроксимировать функциями типа

$$A_i(t)^a = \alpha \cdot t^\delta \cdot e^{\gamma t} \text{ Бк/т}, \quad (8)$$

где α , δ и γ – подгоночные параметры. Параметры α , δ и γ для указанных выше 32 продуктов деления приведены ниже в табл. 3.

Таблица 3

Параметры α , δ и γ в формуле $A_i(t)^a$ (8)

ВВЭР-1000, 4,4 %, $A(X) = \alpha \cdot t^\delta \cdot e^{\gamma t}$ Бк/т									
№ п/п	Ядро	α	β	γ	№ п/п	Ядро	α	β	γ
1	^{87}Rb	$4,747 \cdot 10^5$	0,986	-0,072	17	^{125}Sb	$1,383 \cdot 10^{14}$	1,135	-0,037
2	^{89}Sr	$7,648 \cdot 10^{16}$	0,4	-0,386	18	^{127}Sb	$2,901 \cdot 10^{15}$	0,231	0,092
3	^{90}Sr	$1,874 \cdot 10^{15}$	1	-0,1	19	$^{127\text{m}}\text{Te}$	$3,921 \cdot 10^{14}$	0,862	-0,155
4	^{91}Y	$4,263 \cdot 10^{16}$	0,444	-0,379	20	$^{129\text{m}}\text{Te}$	$1,299 \cdot 10^{15}$	0,336	-0,035
5	^{93}Zr	$3,944 \cdot 10^{10}$	1	-0,054	21	^{132}Te	$5,996 \cdot 10^{16}$	0,016	0,026
6	^{95}Zr	$1,043 \cdot 10^{17}$	0,484	-0,3	22	^{129}I	$4,245 \cdot 10^8$	1,031	0,068
7	^{97}Zr	$3,573 \cdot 10^{16}$	0	-0,016	23	^{131}I	$4,106 \cdot 10^{16}$	0,029	0,038
8	^{94}Nb	$9,579 \cdot 10^5$	1,164	0,135	24	$^{131\text{m}}\text{Xe}$	$4,588 \cdot 10^{14}$	0,054	0,023
9	^{99}Mo	$3,71 \cdot 10^{16}$	0	0	25	$^{133\text{m}}\text{Xe}$	$2,711 \cdot 10^{15}$	0,013	0,029
10	^{98}Tc	$1,562 \cdot 10^3$	0,985	-0,074	26	^{133}Xe	$4,11 \cdot 10^{16}$	0	0
11	^{99}Tc	$2,694 \cdot 10^{11}$	1	0	27	^{137}Cs	$2,089 \cdot 10^{15}$	1	0
12	^{103}Ru	$5,603 \cdot 10^{16}$	0,375	-0,039	28	^{140}Ba	$8,463 \cdot 10^{16}$	0,024	-0,035
13	^{106}Ru	$8,485 \cdot 10^{15}$	1,3	-0,064	29	^{141}Ce	$8,529 \cdot 10^{16}$	0,224	-0,134
14	^{111}Ag	$1,360 \cdot 10^{16}$	0,567	0,106	30	^{143}Ce	$3,473 \cdot 10^{16}$	-0,017	-0,043
15	^{125}Sn	$7,752 \cdot 10^{13}$	0,207	0,092	31	^{140}La	$3,802 \cdot 10^{16}$	0,026	-0,036
16	^{126}Sn	$7,291 \cdot 10^9$	1,149	0,132	32	^{147}Nd	$3,019 \cdot 10^{16}$	0	-0,021

Оказывается, что в интервале времени работы реактора $t = 0-2,7$ г. приближенная формула $A_i(t)^a$ (8) с точностью до нескольких процентов воспроизводит результаты расчетов $A_i(t)$ по формуле (4). В табл. 4 в качестве примера проводится сравнение активностей $A_i(t)$ и $A_i(t)^a$ для ^{90}Sr , ^{106}Ru и ^{144}Ce .

Таблица 4

Сравнение активностей $A_i(t)$ (4) и $A_i(t)^a$ (8) для ^{90}Sr , ^{106}Ru и ^{144}Ce

$t, \text{г.}$	$A(^{90}\text{Sr})$	$A(^{90}\text{Sr})^a$	ρ	$A(^{106}\text{Ru})$	$A(^{106}\text{Ru})^a$	ρ	$A(^{144}\text{Ce})$	$A(^{144}\text{Ce})^a$	ρ
0,15	$2,87 \cdot 10^{14}$	$2,82 \cdot 10^{14}$	0,98	$7,17 \cdot 10^{14}$	$7,14 \cdot 10^{14}$	1,00	$9,22 \cdot 10^{15}$	$9,24 \cdot 10^{15}$	1,00
0,30	$5,61 \cdot 10^{14}$	$5,52 \cdot 10^{14}$	0,98	$1,71 \cdot 10^{15}$	$1,74 \cdot 10^{15}$	1,02	$1,71 \cdot 10^{16}$	$1,68 \cdot 10^{16}$	0,98
0,45	$8,22 \cdot 10^{14}$	$8,13 \cdot 10^{14}$	0,99	$2,87 \cdot 10^{15}$	$2,92 \cdot 10^{15}$	1,02	$2,38 \cdot 10^{16}$	$2,33 \cdot 10^{16}$	0,98
0,60	$1,07 \cdot 10^{15}$	$1,06 \cdot 10^{15}$	0,99	$4,16 \cdot 10^{15}$	$4,20 \cdot 10^{15}$	1,01	$2,96 \cdot 10^{16}$	$2,89 \cdot 10^{16}$	0,98
0,75	$1,31 \cdot 10^{15}$	$1,31 \cdot 10^{15}$	1	$5,55 \cdot 10^{15}$	$5,56 \cdot 10^{15}$	1,00	$3,45 \cdot 10^{16}$	$3,39 \cdot 10^{16}$	0,98
0,90	$1,55 \cdot 10^{15}$	$1,54 \cdot 10^{15}$	0,99	$6,99 \cdot 10^{15}$	$6,98 \cdot 10^{15}$	1,00	$3,87 \cdot 10^{16}$	$3,81 \cdot 10^{16}$	0,98
1,05	$1,77 \cdot 10^{15}$	$1,77 \cdot 10^{15}$	1	$8,46 \cdot 10^{15}$	$8,45 \cdot 10^{15}$	1,00	$4,23 \cdot 10^{16}$	$4,18 \cdot 10^{16}$	0,99
1,20	$2,00 \cdot 10^{15}$	$1,99 \cdot 10^{15}$	1,00	$9,95 \cdot 10^{15}$	$9,96 \cdot 10^{15}$	1,00	$4,54 \cdot 10^{16}$	$4,50 \cdot 10^{16}$	0,99
1,35	$2,21 \cdot 10^{15}$	$2,20 \cdot 10^{15}$	1,00	$1,15 \cdot 10^{16}$	$1,15 \cdot 10^{16}$	1	$4,77 \cdot 10^{16}$	$4,77 \cdot 10^{16}$	1
1,50	$2,45 \cdot 10^{15}$	$2,41 \cdot 10^{15}$	0,98	$1,31 \cdot 10^{16}$	$1,31 \cdot 10^{16}$	1	$4,99 \cdot 10^{16}$	$5,00 \cdot 10^{16}$	1,00
1,65	$2,61 \cdot 10^{15}$	$2,61 \cdot 10^{15}$	1	$1,47 \cdot 10^{16}$	$1,46 \cdot 10^{16}$	0,99	$5,17 \cdot 10^{16}$	$5,19 \cdot 10^{16}$	1,00
1,80	$2,81 \cdot 10^{15}$	$2,80 \cdot 10^{15}$	1,00	$1,64 \cdot 10^{16}$	$1,62 \cdot 10^{16}$	0,99	$5,30 \cdot 10^{16}$	$5,34 \cdot 10^{16}$	1,01
1,95	$2,98 \cdot 10^{15}$	$2,98 \cdot 10^{15}$	1	$1,79 \cdot 10^{16}$	$1,78 \cdot 10^{16}$	0,99	$5,43 \cdot 10^{16}$	$5,47 \cdot 10^{16}$	1,01
2,10	$3,18 \cdot 10^{15}$	$3,17 \cdot 10^{15}$	1,00	$1,96 \cdot 10^{16}$	$1,95 \cdot 10^{16}$	0,99	$5,52 \cdot 10^{16}$	$5,56 \cdot 10^{16}$	1,01
2,25	$3,34 \cdot 10^{15}$	$3,34 \cdot 10^{15}$	1	$2,12 \cdot 10^{16}$	$2,11 \cdot 10^{16}$	1,00	$5,59 \cdot 10^{16}$	$5,64 \cdot 10^{16}$	1,01
2,40	$3,52 \cdot 10^{15}$	$3,51 \cdot 10^{15}$	1,00	$2,27 \cdot 10^{16}$	$2,27 \cdot 10^{16}$	1	$5,66 \cdot 10^{16}$	$5,68 \cdot 10^{16}$	1,00
2,55	$3,67 \cdot 10^{15}$	$3,67 \cdot 10^{15}$	1	$2,43 \cdot 10^{16}$	$2,43 \cdot 10^{16}$	1	$5,70 \cdot 10^{16}$	$5,71 \cdot 10^{16}$	1,00
2,70	$3,85 \cdot 10^{15}$	$3,82 \cdot 10^{15}$	0,99	$2,61 \cdot 10^{16}$	$2,60 \cdot 10^{16}$	1,00	$5,72 \cdot 10^{16}$	$5,72 \cdot 10^{16}$	1

В итоге на основании результатов расчетов в табл. 3 мы получаем 32 SF-коэффициента $= A_i(t)^a / P_{0f} 1,55 \cdot 10^{-3} \cdot t$, которые и приведены в табл. 5.

Таблица 5

SF-коэффициенты $= A_i(t)^a / P_{0f} 1,55 \cdot 10^{-3} \cdot t$ для продуктов деления в топливе ВВЭР-1000

№ п/п	Продукт деления	$A_i(t)^a / A_i(^{137}\text{Cs}, t)$	№ п/п	Продукт деления	$A_i(t)^a / A_i(^{137}\text{Cs}, t)$
1	^{87}Rb	$2,27 \cdot 10^{-10} t^{-0,014} e^{-0,072t}$	17	^{125}Sb	$6,59 \cdot 10^{-2} t^{0,135} e^{-0,037t}$
2	^{89}Sr	$3,66 \cdot 10^{10} t^{-0,6} e^{-0,386t}$	18	^{127}Sb	$1,39 t^{-0,769} e^{0,092t}$
3	^{90}Sr	$8,94 \cdot 10^{-1} t^{-0,01} e^{-0,1t}$	19	^{127m}Te	$1,87 \cdot 10^{-1} t^{-0,138} e^{-0,155t}$
4	^{91}Y	$2,04 \cdot 10^1 t^{-0,556} e^{-0,379t}$	20	^{129m}Te	$6,21 \cdot 10^{-1} t^{-0,664} e^{-0,035t}$
5	^{93}Zr	$1,86 \cdot 10^{-5} e^{-0,043t}$	21	^{132}Te	$2,87 \cdot 10^1 t^{-0,984} e^{0,026t}$
6	^{95}Zr	$4,97 \cdot 10^1 t^{-0,516} e^{-0,3t}$	22	^{129}I	$2,03 \cdot 10^{-7} t^{0,031} e^{0,068t}$
7	^{97}Zr	$1,71 \cdot 10^1 t^{-1} e^{-0,016t}$	23	^{131}I	$1,96 \cdot 10^1 t^{-0,971} e^{0,038t}$
8	^{94}Nb	$4,59 \cdot 10^{-10} e^{-0,054t}$	24	^{131m}Xe	$2,19 \cdot 10^{-1} t^{-0,946} e^{0,023t}$
9	^{99}Mo	$1,77 \cdot 10^1 t^{-1}$	25	^{133m}Xe	$1,30 t^{-0,987} e^{0,029t}$
10	^{98}Tc	$7,46 \cdot 10^{-13} t^{-0,015} e^{-0,074t}$	26	^{133}Xe	$1,96 \cdot 10^1 t^{-1} e^{0,0031t}$
11	^{99}Tc	$1,29 \cdot 10^{-4}$	27	^{137}Cs	1
12	^{103}Ru	$2,68 \cdot 10^1 t^{-0,625} e^{-0,039t}$	28	^{140}Ba	$4,05 \cdot 10^1 t^{-0,976} e^{-0,035t}$
13	^{106}Ru	$4,05 t^{0,3} e^{-0,064t}$	29	^{141}Ce	$4,08 \cdot 10^1 t^{-0,776} e^{-0,134t}$
14	^{111}Ag	$6,50 t^{-0,433} e^{0,106t}$	30	^{143}Ce	$1,66 \cdot 10^1 t^{-1,017} e^{-0,043t}$
15	^{125}Sn	$3,70 \cdot 10^{-2} t^{-0,793} e^{0,092t}$	31	^{144}Ce	$2,75 \cdot 10^1 t^{-0,064} e^{-0,346t}$
16	^{126}Sn	$3,46 \cdot 10^{-6} t^{0,149} e^{0,132t}$	32	^{147}Nd	$1,44 \cdot 10^1 t^{-1} e^{-0,021t}$

Обсуждение полученных результатов

Как указывалось выше, нормально функционирующий реактор является источником различного рода радиоактивных отходов (РАО), в том числе и обработанного

реакторного топлива (ОРТ). На ранней стадии развития ядерной энергетики основной характеристикой радиоактивных отходов была их общая и удельная активность, т. е. не требовалось идентифицировать их радионуклидный состав.

В настоящее время требования к классификации (паспортизации) РАО стали более жесткими. В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ для РАО АЭС наряду с общей активностью необходимо определять также радионуклидный состав РАО. При этом особое внимание должно уделяться идентификации средне- и долгоживущим радионуклидам, примерный список которых приведен в табл. 6.

Таблица 6

Средне- и долгоживущие радионуклиды, образующиеся при работе ВВЭР-1000

№ п/п	Нуклид	№ п/п	Нуклид	№ п/п	Нуклид	№ п/п	Нуклид
1	^3H	12	^{87}Rb	23	^{126}Sn	34	^{238}U
2	^{14}C	13	^{89}Sr	24	^{125}Sb	35	^{237}Np
3	^{22}Na	14	^{90}Sr	25	$^{127\text{m}}\text{Te}$	36	^{238}Pu
4	^{36}Cl	15	^{91}Y	26	$^{129\text{m}}\text{Te}$	37	^{239}Pu
5	^{41}Ca	16	^{93}Zr	27	^{129}I	38	^{240}Pu
6	^{54}Mn	17	^{95}Zr	28	^{134}Cs	39	^{241}Pu
7	^{55}Fe	18	^{94}Nb	29	^{135}Cs	40	^{242}Pu
8	^{60}Co	19	^{98}Tc	30	^{137}Cs	41	^{241}Am
9	^{59}Ni	20	^{99}Tc	31	^{141}Ce	42	$^{242\text{m}}\text{Am}$
10	^{63}Ni	21	^{103}Ru	32	^{144}Ce	43	^{243}Am
11	^{79}Se	22	^{106}Ru	33	^{235}U	44	^{242}Cm

Первые 8 нуклидов, включая ^{60}Co , – продукты активации теплоносителя, его примесей и активированные продукты коррозии. Все остальные нуклиды, исключая ^{134}Cs , до ^{235}U – продукты деления ядер топлива (23 нуклида). Нуклид ^{134}Cs – продукт активации стабильного осколка деления ^{133}Cs . Остальные нуклиды – изотопы урана и трансурановых элементов. Табл. 5 и 6 перекрываются по 19 продуктам деления: ^{87}Rb , ^{89}Sr , ^{90}Sr , ^{91}Y , ^{93}Zr , ^{95}Zr , ^{94}Nb , ^{98}Tc , ^{99}Tc , ^{103}Ru , ^{106}Ru , ^{126}Sn , ^{125}Sb , $^{127\text{m}}\text{Te}$, $^{129\text{m}}\text{Te}$, ^{129}I , ^{137}Cs , ^{141}Ce , ^{144}Ce .

Как правило, в развитых странах с помощью SF-коэффициентов должны определяться концентрации ^{14}C , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{94}Nb , ^{90}Sr , ^{129}I , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Pu , ^{242}Cm .

Подводя итог, можно утверждать, что представление SF-коэффициентов в аналитическом виде для ВВЭР-1000 облегчает проблему идентификации необходимых продуктов деления в отработанном топливе. В дальнейшем будет показано, что это можно будет сделать для ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Pu , ^{242}Cm и ряда других изотопов трансурановых элементов.

Литература

1. Гусев, Н. В. Радиоактивные выбросы в биосфере : справочник / Н. В. Гусев, В. А. Беляев. – Москва : Энергоатомиздат, 1986. – 224 с.
2. Исследование взаимного влияния радиоактивных загрязнений на радиационную обстановку приграничных территорий Беларуси и Украины после аварии на ЧАЭС : отчет о НИР / Ин-т физики НАН Беларуси ; рук. темы Э. А. Рудак. – Минск, 2006. – 53 с. – № ГР 2005269.
3. Рудак, Э. А. Корреляционные соотношения для оценки содержания изотопов плутония в аварийных выпадениях Чернобыльской АЭС / Э. А. Рудак,

- А. М. Эльмансури, О. И. Ячник // Атом. энергия. – 2007. – Т. 103, вып. 4. – С. 255–259.
4. Оценка выброса плутония в аэрозольной форме при аварии на Чернобыльской АЭС / В. В. Андреев [и др.]. – Минск, 2005. – 25 с. – (Препринт / Акад. наук Беларуси, Ин-т физики ; № 742).
 5. Использование корреляционных соотношений для определения вкладов топливной и конденсационной составляющей в чернобыльских радиоактивных выпадений / Э. А. Рудак [и др.] // Проблемы физики, математики и техники. – Т. 1, вып. 1. – 2009. – С. 27–32.
 6. Бурак, А. О. Аппроксимация зависимостей концентраций нуклидов от времени простыми аналитическими функциями / А. О. Бурак, А. Н. Еремина, Э. А. Рудак // Атом. энергия. – 2003. – Т. 94, вып. 6. – С. 432–438.
 7. Феноменологическая модель для оценки активностей осколков деления в ядерном топливе и аварийных реакторных выбросах / А. О. Бурак [и др.] // Атом. энергия. – 2005. – Т. 98, вып. 5. – С. 380–386.
 8. Герасимов, А. С. Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах / А. С. Герасимов, Т. С. Зарицкая, А. П. Рудик. – Москва : Энергоатомиздат, 1989. – 575 с.
 9. Бурак, А. О. Расчет масс и активностей нуклидов в активной зоне реактора РБМК: 1. Феноменологическая теория наработки масс и активностей осколков деления / А. О. Бурак, П. А. Наполеау, Э. А. Рудак. – Минск, 2000. – 18 с. – (Препринт / Акад. наук Беларуси, Ин-т физики ; № 728).
 10. Burak, A. O. Phenomenological model for calculating masses and activities of nuclides in the core water-moderated water-cooled power and high-power channel-type reactors / A. O. Burak, A. N. Eremina, E. A. Rudak // Environmental a. Chem. Physics. – 2001. – Vol. 23, № 3–4. – P. 94–100.
 11. Горбачева, Н. В. Метод расчета и создание банка данных по накоплению радионуклидов при различной глубине выгорания топлива реактора РБМК-1000 / Н. В. Горбачева, Г. А. Шароваров. – Минск, 1998. – 18 с. – (Препринт / НАН Беларуси, Ин-т радиоэкол. проблем ; № 22).
 12. Израэль, Ю. А. Радиоактивные выпадения после ядерных взрывов и аварий / Ю. А. Израэль. – Санкт-Петербург : Гидрометеоиздат: Прогноз-погода, 1996. – 356 с.

Получено 08.04.2010 г.