



УДК 621.039.4

## «КАЛЬКУЛЯТОР РАДИАЦИОННЫХ И ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ОЯТ», РЕАЛИЗУЮЩИЙ МЕТОДЫ И ПОДХОДЫ РБ-093-14

Курьиндин А.В., к.т.н. (kuryndin@secnrs.ru), Строганов А.А., к.ф.-м.н. (stroganov@secnrs.ru),  
Киркин А.М. (kirkin@secnrs.ru), Ляшко И.А. (lyashko@secnrs.ru),  
Курбатова М.В. (mkurbatova@secnrs.ru) (ФБУ «НТЦ ЯРБ»)

*В статье приведено описание методов и подходов, принятых при разработке руководства по безопасности «Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водородных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных» (РБ-093-14), а также описание разработанного на его основе программного комплекса «Калькулятор радиационных и теплофизических характеристик ОЯТ». Даны конкретные примеры использования программного комплекса и продемонстрированы его возможности при решении задач по оценке радиационных и теплофизических характеристик отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000, ВВЭР-440 и РБМК-1000.*

► **Ключевые слова:** отработавшее ядерное топливо, ВВЭР-1000, ВВЭР-440, РБМК-1000, РБ-093-14, калькулятор, радиационные и теплофизические характеристики ОЯТ.

### SOFTWARE “SNF CALCULATOR” BASED ON SAFETY GUIDE “RADIATION AND THERMAL CHARACTERISTICS OF VVER AND RBMK SPENT NUCLEAR FUEL” (RB-093-14)

Kuryndin A., Ph. D., Stroganov A., Ph. D., Kirkin A.,  
Lyashko I., Kurbatova M. («SEC NRS»)

*Methods and approaches used in the developed safety guide «Radiation and thermal characteristics of VVER and RBMK spent nuclear fuel» (RB-093-14) are presented in this paper. Software “Radiation and thermal characteristics Calculator of spent nuclear fuel”, based on safety guide (RB-093-14), is describes in this paper too. Moreover specific examples of its using and demonstration of its versatility during solving the problems of estimating radiation and thermal characteristics of VVER-1000, VVER-440 and RBMK-1000 spent nuclear fuel also shown in this paper.*

► **Key words:** spent nuclear fuel, VVER-1000, VVER-440, RBMK-1000, RB-093-14, calculator, Radiation and thermal characteristics.

При обосновании безопасности обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) реакторов ВВЭР и РБМК на каждом этапе возникает необходимость в оценке радиационных и теплофизических характеристик ядерного топлива, таких как активность/концентрация источника излучения, мощность дозы, остаточное тепловыделение. Для расчета данных характеристик есть множество программных средств (ПС) и справочных пособий. Существующие справочники по радиационным характеристикам ОЯТ устарели ввиду изменения характеристик эксплуатируемых в настоящее время тепловыделяющих сборок (ТВС). Так, например, в справочнике «Радиационные характеристики облученного ядерного топлива» [1] представлены данные по характеристикам топлива реакторов ВВЭР-440 с ограничением по глубине выгорания 30 ГВт·сут/тU. Однако глубина выгорания существующих отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) реакторов ВВЭР-440 достигает значений 60 ГВт·сут/тU. Что касается ОТВС реакторов РБМК-1000, то в данном справочнике содержится информация только об ОЯТ с начальным обогащением 2 % по  $^{235}\text{U}$  и не рассмотрено активно используемое в настоящее время топливо с большими значениями начального обогащения – урановое топливо с начальным обогащением по  $^{235}\text{U}$  2,4 % и уран-эрибиевое топливо с начальными обогащениями по  $^{235}\text{U}$  2,6 % и 2,8 %.

В связи с этим возникла необходимость в актуальном и универсальном справочном инструменте, содержащем значения радиационных и теплофизических характеристик ОЯТ с приемлемой точностью, использование которых облегчит обоснование безопасности обращения с ОЯТ и оценки таких обоснований при экспертизе безопасности.

Для данных целей в рамках Государственного задания специалистами ФБУ «НТЦ ЯРБ» в 2011 – 2013 гг. было разработано Руководство по безопасности «Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных» (РБ-093-14) [2], утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор) от 26.03.2014 № 119. РБ-093-14 содержит наборы табулированных коэффициентов полиномиальных аппроксимаций результатов прецизионных расчетов большого объема, предварительно полученных с использованием современных ПС и библиотек нейтронно-физических констант,

позволяющих моделировать кинетику изменения радионуклидного состава ядерного топлива энергетических реакторов разного типа с максимально точным учетом сложной трехмерной геометрии композиций делящихся ядерных материалов и условий их облучения в активных зонах реакторов, а также простые аналитические соотношения, позволяющие легко получать рекомендуемые Ростехнадзором:

- зависимости концентраций основных долгоживущих дозообразующих и делящихся радионуклидов от глубины выгорания ОЯТ в диапазоне от 2 ГВт·сут/тU до проектной глубины выгорания и для произвольных значений времени выдержки;
- зависимости тепловыделения ОЯТ для дискретных значений времени выдержки в диапазоне от 0,01 до 20 лет;
- ядерно-физические константы и аналитические выражения, позволяющие проводить расчеты остаточного тепловыделения для произвольного времени выдержки более 20 лет.

При разработке РБ-093-14 были решены следующие задачи:

- определена номенклатура ТВС реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000 с учетом новых видов топлива;
- определены радионуклиды, которые характеризуют радиационные, размножающие и тепловыделяющие свойства ОЯТ;
- рассчитаны необходимые радиационные и теплофизические характеристики ОЯТ и выполнен анализ точности расчетов путем их сравнения с экспериментальными данными.

Номенклатура обогащений ядерного топлива по  $^{235}\text{U}$ , используемая в РБ-093-14, учитывает как существующие, так и перспективные типы ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000, ВВЭР-440 и РБМК-1000 [3 – 8] и их проектную глубину выгорания и представлена в табл. 1.

Радиационные и теплофизические характеристики ОЯТ целиком и полностью определяются его нуклидным составом, в общем случае включающим в себя несколько сотен радионуклидов осколочного, активационного и осколочно-активационного происхождения. В связи с этим определение перечня радионуклидов, для которых должна быть обеспечена возможность расчета их концентрации/активности/тепловыделения, являлось важнейшим этапом при разработке РБ-093-14. Выбор радионуклидов должен определить основные дозообразующие и делящиеся радионуклиды, а также радионуклиды, определяющие основной вклад в остаточное тепловыделение ОЯТ.



Предварительные исследования показали следующее. Тепловыделение ОЯТ после 3-х лет выдержки на 95 % обусловлено следующими нуклидами:  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$ ,  $^{154}\text{Eu}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$  [9 – 11]. Нуклиды, которые необходимо учитывать при обосновании ядерной безопасности обращения с ОЯТ:  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{237}\text{Np}$ . Такой набор радионуклидов обусловлен необходимостью использования подхода «Burnup credit» уровня «Только актиниды» [12], которого почти всегда достаточно для обоснования ядерной безопасности при обращении с ОЯТ. Помимо перечисленных нуклидов, необходимо учитывать нуклиды, оказывающие определяющее влияние на радиационную безопасность при обращении с ОЯТ:  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{79}\text{Se}$ ,  $^{93}\text{Zr}$ ,  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{107}\text{Pd}$ ,  $^{126}\text{Sn}$ ,  $^{135}\text{Cs}$ ,  $^{151}\text{Sm}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242\text{m}}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{245}\text{Cm}$ ,  $^{121\text{m}}\text{Sn}$ ,  $^{125}\text{Sb}$ ,  $^{125\text{m}}\text{Te}$  и  $^{155}\text{Eu}$  [9]. Для оценки потерь радиоактивного содержимого из упаковки с ОЯТ в случае его транспортирования необходимо учитывать также нуклиды  $^3\text{H}$  и  $^{85}\text{Kr}$  [9]. Именно объединение представленных выше множеств радионуклидов определило окончательный перечень радионуклидов, для расчетов концентраций/активностей/тепловыделения которых в РБ-093-14 и представлена необходимая информация.

Расчет нуклидного состава ОЯТ для окончательного перечня радионуклидов выполнен с использованием широкоиспользуемого и общепризнанного ПК SCALE 6 [13] для всей номенклатуры ядерного топлива, приведенной в табл. 1. Результаты расчетов представляют собой наборы дискретных значений концентраций [г/тU] перечисленных выше радионуклидов для каждого обогащения ядерного топлива по  $^{235}\text{U}$  из табл. 1 и значений глубины выгорания ОЯТ от 2 ГВт·сут/тU с шагом 2 ГВт·сут/тU до проектной глубины выгорания. В качестве формы представления зависимости концентрации радионуклидов в ОЯТ от глубины выгорания в РБ-093-14 выбраны наборы аппроксимационных коэффициентов, позволяющих рассчитывать промежуточные значения концентраций с достаточной, как показано в [9], точностью. Для определения аппроксимационных коэффициентов в работе применен метод наименьших квадратов с использованием алгоритма оптимизации Левенберга-Марквардта [14]. В качестве оценки корректности выбора аппроксимирующей функции используется коэффициент детерминации  $R^2$ , принятый в работе равным значению 0,9999, что позволяет подобрать значения аппроксимационных коэффициентов оптимальным способом.

Таблица 1

**Номенклатура ТВС реакторов ВВЭР-1000, ВВЭР-440, РБМК-1000**

Среднее начальное обогащение по $^{235}\text{U}$ , %	Проектная глубина выгорания, ГВт·сут/тU
<b>ВВЭР-1000</b>	
3,0	50
3,53	50
3,9	50
4,3	56
4,67	68
4,81	68
<b>ВВЭР-440</b>	
3,6	36
3,82	46
4,25	58
4,38	66
<b>РБМК-1000</b>	
1,8	20
2,0	20
2,4	22
2,6	30
2,8	36

На рис. 1 и в табл. 2 приведены результаты исследования влияния типа функций, аппроксимирующих зависимость концентрации радионуклидов от глубины выгорания ОЯТ по дискретному набору рассчитанных по ПС SCALE 6 значений концентраций, на примере радионуклида <sup>144</sup>Se для реактора ВВЭР-1000 и топлива с начальным обогащением по <sup>235</sup>U 4,81 % и

их максимальное отклонение от расчетных значений.

Как видно из представленных в табл. 2 результатов исследования применимости типа аппроксимирующей функции для набора дискретных значений концентрации радионуклидов в ОЯТ, оптимальным выбором будет являться полиномиальная функция.

Таблица 2

**Влияние типа аппроксимирующей функции на точность расчета концентрации радионуклидов**

Тип аппроксимирующей функции	$\Delta_{max} = f \text{ расчет } (x_i) / f \text{ аппроксимация } (x_i) - 1, \%$
Линейная	18,5
Экспоненциальная	29,7
Степенная	13,8
Полиномиальная функция второго порядка	5,0
Полиномиальная функция четвертого порядка и выше	< 1,0

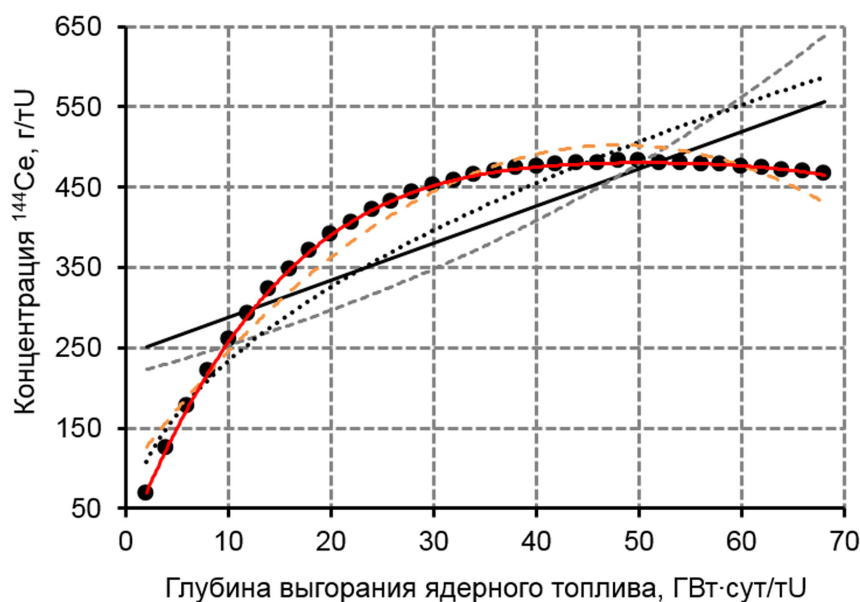


Рис. 1. Зависимость концентрации <sup>144</sup>Se от глубины выгорания ОЯТ для реактора ВВЭР-1000 и топлива с начальным обогащением по <sup>235</sup>U 4,81 % для различных типов аппроксимирующих функций:

- рассчитанные значения концентрации;
- линейная аппроксимация;
- - - экспоненциальная аппроксимация;
- ..... степенная аппроксимация;
- - - - полиномиальная функция второго порядка;
- полиномиальная функция четвертого порядка

Также было проведено исследование зависимости отклонения результатов, полученных с помощью полиномиальных функций, и результатов расчета с использованием ПК SCALE 6 от числа значащих цифр в аппроксимационных коэффициентах. Результаты исследования приведены в табл. 3.

Из табл. 3 видно, что при округлении аппроксимационных коэффициентов до 5 значащих цифр отклонение результатов составит менее 1 %. По этой причине в РБ-093-14 указаны аппроксимационные коэффициенты с точностью до 5 десятичных знаков.

Таким образом, полученные зависимости концентраций от глубины выгорания аппроксимированы с помощью полиномиальной функции:

$$y(x) = a_0 + a_1 \cdot x + a_2 \cdot x^2 + a_3 \cdot x^3 + a_4 \cdot x^4 + a_5 \cdot x^5 + a_6 \cdot x^6, \quad (1)$$

где  $a_0 \dots a_6$  – аппроксимационные коэффициенты, причем для разных радионуклидов степень полинома принималась от 3 до 6;  $y(x)$  – концентрация радионуклида [г/тU];  $x$  – глубина выгорания ОЯТ [ГВт·сут/тU].

Для изотопов трансурановых элементов зависимость концентрации от глубины выгорания ОЯТ удавалось аппроксимировать полиномиальными функциями только в случае, если диапазон глубин выгорания разбивался на два поддиапазона, для каждого из которых определялась своя аппроксимирующая функция. Набор аппроксимационных коэффициентов  $a_0 \dots a_6$  для каждого нуклида и для каждого начального обогащения ядерного топлива по  $^{235}\text{U}$  из табл. 1 позволяет получить непрерывную зависимость концентрации нуклида от глубины выгорания ОЯТ. Данные наборы аппроксимационных коэффициентов табулированы в приложениях № 1 – 3 к РБ-093-14. В качестве примера на рис. 2 приведена характерная зависимость дискретных значений концентрации  $^{244}\text{Cm}$  от глубины выгорания ОЯТ и соответствующая ей аппроксимирующая функция, состоящая из двух полиномов для двух диапазонов глубин выгорания ОЯТ. В табл. 4 приведены значения аппроксимационных коэффициентов, определяющие непрерывную зависимость дискретных значений концентрации  $^{244}\text{Cm}$  от глубины выгорания ОЯТ.

Таблица 3

**Зависимость отклонения результатов, полученных с помощью полиномиальной функции, и результатов расчета с использованием ПК SCALE 6 от числа значащих цифр аппроксимационных коэффициентов**

Число значащих цифр	Отклонение, %
10	0,7857
5	0,7771
4	0,8695
3	5,3317

Таблица 4

**Аппроксимационные коэффициенты зависимости концентрации  $^{244}\text{Cm}$  от глубины выгорания для реактора ВВЭР-1000 и топлива с начальным обогащением по  $^{235}\text{U}$  4,81 %**

Диапазон глубин выгорания ОЯТ, ГВт·сут/тU		2 – 20	20 – 68
Значения аппроксимационных коэффициентов	$a_0$	-7,07954E-04	9,09506E+01
	$a_1$	6,69242E-04	-1,38773E+01
	$a_2$	-2,25106E-04	8,63659E-01
	$a_3$	4,11364E-05	-2,81415E-02
	$a_4$	-5,38090E-06	5,05338E-04
	$a_5$	5,22309E-07	-4,36006E-06
	$a_6$	-3,56632E-09	1,51518E-08

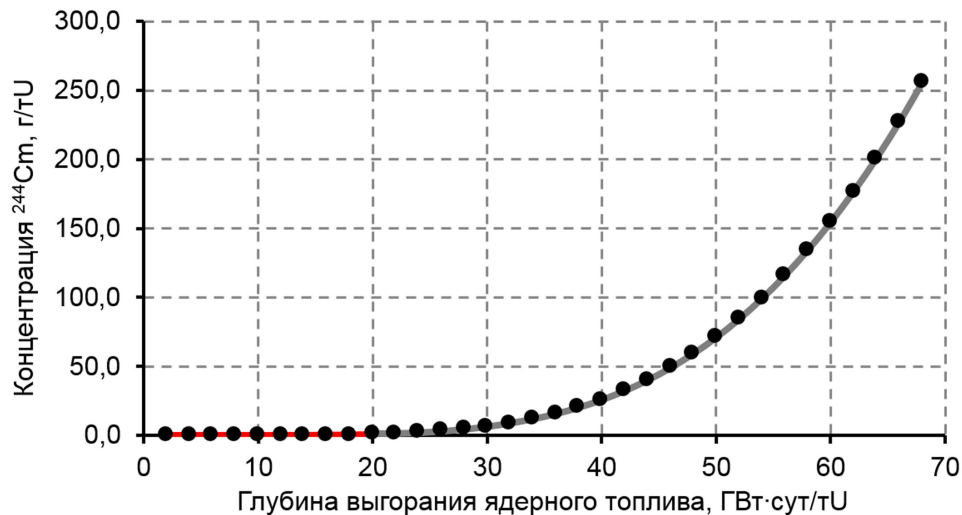


Рис. 2. Зависимость концентрации  $^{244}\text{Cm}$  от глубины выгорания ОЯТ для реактора ВВЭР-1000 и топлива с начальным обогащением по  $^{235}\text{U}$  4,81 %:

- рассчитанные значения концентрации;
- аппроксимирующая функция для диапазона от 2 до 20 ГВт·сут/тU;
- аппроксимирующая функция для диапазона от 2 до 68 ГВт·сут/тU

Для определения остаточного тепловыделения ОЯТ использован модуль TRITON [15], входящий в состав ПС SCALE 6. Расчет зависимости остаточного тепловыделения ОЯТ от глубины выгорания, обусловленного всеми радионуклидами, входящими в ОЯТ, включая короткоживущие, выполнялся для значений глубины выгорания от 2 ГВт·сут/тU с шагом 2 ГВт·сут/тU до проектной глубины выгорания. В результате расчетов получены дискретные наборы значений остаточного тепловыделения ОЯТ, но форма представления данной информации в РБ-093-14 существенно отличалась от формы представления зависимостей концентраций радионуклидов.

Так, для одних и тех же значений времен выдержки все зависимости остаточного тепловыделения от глубины выгорания ОЯТ носят линейный характер с небольшим значением коэффициента пропорциональности для малых времен выдержки, для реакторов разного типа по абсолютной величине отличаясь в отношении, равном отношению удельной (на единицу массы) мощности энерговыделения при работе этих реакторов на номинальной мощности, и становясь постоянными, причем одинаковыми для любых типов реакторов при больших значениях времен выдержки. Зависимость же остаточного тепловыделения от начального обогащения по  $^{235}\text{U}$  практически отсутствует.

В связи с этим в приложениях 1 – 3 к РБ-093-14 приведены не коэффициенты функций, аппроксимирующих зависимости тепловыделения от

глубины выгорания, а значения остаточного тепловыделения, полученные в результате расчетов для дискретных значений как глубины выгорания ОЯТ, так и времени выдержки для каждого обогащения ядерного топлива по  $^{235}\text{U}$ , приведенного в табл. 1. Промежуточные значения остаточного тепловыделения могут быть получены с помощью линейной аппроксимации приведенных в РБ-093-14 значений как по глубине выгорания ОЯТ, так и по времени выдержки. В связи с линейной зависимостью остаточного тепловыделения ОЯТ от глубины выгорания погрешность линейной интерполяции значений остаточного тепловыделения в интервалах между табулированными значениями глубины выгорания пренебрежимо мала. Однако определение дискретных точек по времени выдержки, для которых были рассчитаны значения остаточного тепловыделения, было значительно более сложной задачей. Известно, что функцию, представляющую собой сумму разных экспоненциальных функций на всем диапазоне изменения аргумента, аппроксимировать простой зависимостью крайне трудно, поэтому для обеспечения приемлемой точности линейной интерполяции сетка значений времен выдержки в РБ-093-14 принята существенно неравномерной – 0,01; 0,03; 0,1; 0,3; 1,0; 3,0; 10,0 и 20,0 лет. Для произвольных значений времени выдержки более 20 лет расчет остаточного тепловыделения в РБ-093-14 рекомендовано выполнять с использованием аналитических функций, описывающих зависимости активности радионуклидов

от времени выдержки, для набора долгоживущих радионуклидов, включенных в РБ-093-14, и ядерно-физических констант, приведенных в приложении № 4 к документу. Отметим, что рекомендуемые ядерные константы, приведенные в приложении № 4 к РБ-093-14, включают в себя данные по полной энергии на один распад  $i$ -го радионуклида ( $\epsilon_i$ ) и необходимые переводные коэффициенты ( $K_i$ ) для расчета тепловыделения  $Q(t)$  по значениям активностей каждого из 34 радионуклидов, для которых в РБ-093-14 приведена информация:

$$Q(t) = \sum_i^{34} [A_i(t) \cdot K_i]. \quad (2)$$

Все ядерно-физические константы, необходимые для перевода концентрации радионуклида [г/тU] в активность [Бк/тU] и расчета по приведенным в РБ-093-14 формулам, представлены в приложении № 4 к РБ-093-14, что значительно расширяет вариативность использования информации при ее минимально необходимом объеме.

Использованные в РБ-093-14 значения погрешности определения концентрации радионуклидов получены на основе анализа отчетов о верификации ПС SCALE 6, подготовленных специалистами таких научных организаций, как ORNL (США), SCK CEN (Бельгия) и ряда других [16 – 20].

Методы, алгоритмы и подходы, предложенные в РБ-093-14, а также база данных приведенных в нем аппроксимационных коэффициентов реализо-

ваны в программном комплексе «Калькулятор радиационных и теплофизических характеристик ОЯТ» (далее – ПК «Калькулятор ОЯТ»), предназначенном для оперативного расчета рекомендованных радиационных и теплофизических характеристик ОЯТ для всего диапазона глубин выгорания ОЯТ реакторов ВВЭР и РБМК со значениями обогачений по  $^{235}\text{U}$ , приведенными в табл. 1.

В основе ПК «Калькулятор ОЯТ» заложена идеология: «программа-обработчик» – «база данных». «Программа-обработчик» считывает информацию, содержащуюся в базе данных и по готовым математическим алгоритмам, изложенным выше при описании РБ-093-14, осуществляет расчет необходимых величин, в том числе концентрации/активности/остаточного тепловыделения радионуклидов. Такой гибкий подход к созданию ПК позволил разработчикам осуществлять обновления ПК путем расширения базы данных, например, добавлением данных по новой номенклатуре ядерного топлива. Структурная блок-схема разработанного ПК «Калькулятор ОЯТ» приведена на рис. 3.

«База данных» ПК «Калькулятор ОЯТ» представляет собой набор аппроксимационных коэффициентов, значений остаточного тепловыделения ОЯТ и набор ядерных констант, содержащихся в приложениях № 1 – 4 к РБ-093-14, упорядоченных в определенной форме, удобной для считывания программой-обработчиком для дальнейшей обработки.



Рис. 3. Блок-схема ПК «Калькулятор ОЯТ»

При разработке программы-обработчика ПК «Калькулятор ОЯТ» использовалась среда Microsoft Visual Studio Express [21] и язык программирования Visual Basic.NET, позволяющий с применением объектно-ориентированного подхода создавать программу с интуитивно понятным пользовательским интерфейсом, работающую в операционной системе Windows. Интерфейс основного окна созданного ПК «Калькулятор ОЯТ» имеет вид, представленный на рис. 4.

Следует отметить, что, в отличие от РБ-093-14, ПК «Калькулятор ОЯТ» для оценки остаточного тепловыделения ОЯТ использует дискретные значения из приложения № 4 к РБ-093-14 в диапазоне только от 0,01 до 3 лет, а для времени выдержки более 3-х лет оценка остаточного тепловыделения осуществляется с использованием формулы (3):

$$Q'(t) = L_j \cdot Q(t) \text{ для } t_j < t < t_{j+1}, \quad (3)$$

где  $L_j = Q_{\text{РБ-093-14}}(t_j) / Q_{(2)}(t_j)$  – нормировочный множитель;  $Q_{\text{РБ-093-14}}(t_j)$  – значение остаточного тепловыделения ОЯТ в точке значения времени выдержки из РБ-093-14;  $Q_{(2)}(t_j)$  – значение остаточного тепловыделения ОЯТ, рассчитанное по формуле (2).

Таким образом ПК «Калькулятор ОЯТ» дает возможность проводить оценку остаточного тепловыделения для этих времен с использованием данных РБ-093-14 в менее консервативных приближениях, чем те, которые предоставляет рекомендованная линейная интерполяция остаточного тепловыделения между значениями времени, для которых в РБ-093-14 табулированы значения остаточного тепловыделения. На рис. 5 приведены результаты сравнения зависимостей остаточного тепловыделения, полученные линейной интерполяцией и по предлагаемой формуле (3) на примере остаточного тепловыделения ОЯТ с начальным обогащением 4,81 % по  $^{235}\text{U}$  реактора ВВЭР-1000 с глубиной выгорания 68 ГВт·сут/тU.

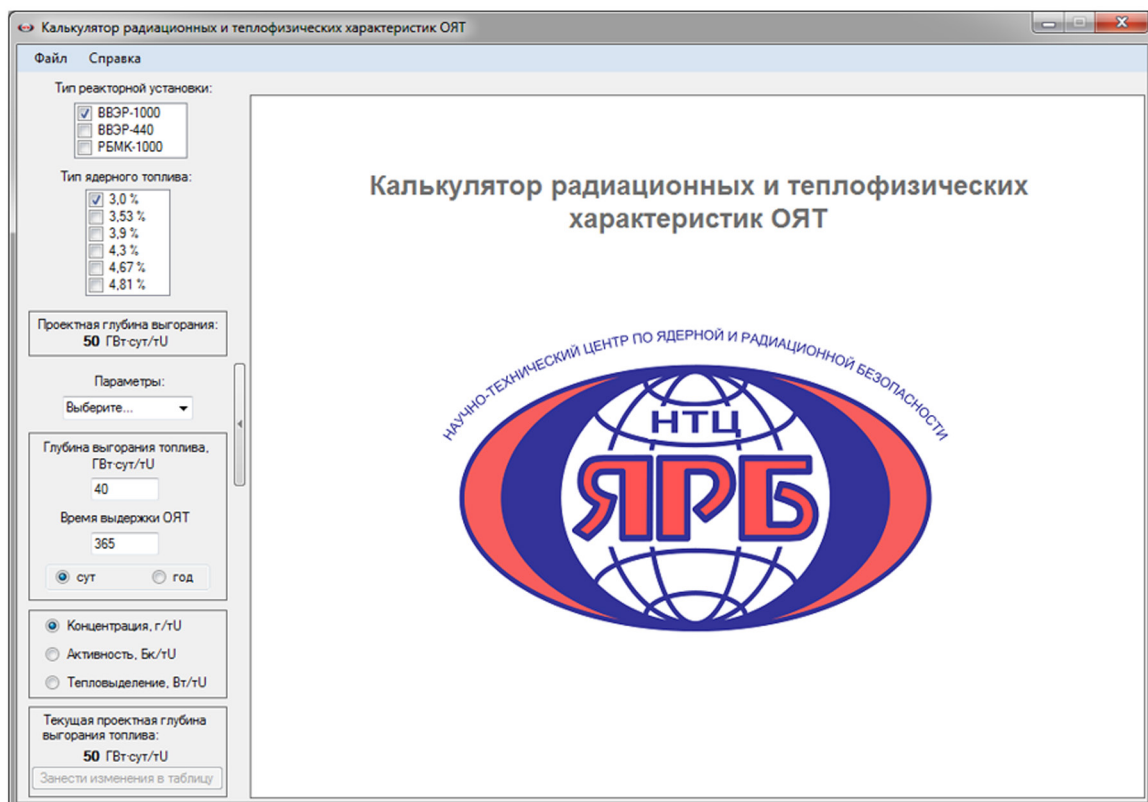


Рис. 4. Интерфейс ПК «Калькулятор ОЯТ»



Из рис. 5 видно, что такой подход позволяет рассчитывать остаточное тепловыделение ОЯТ для времен выдержки более 3-х лет и менее 10 лет с максимальным систематическим достигаемым завышением  $\Delta_{12}^{max} = L_1 - L_2 = 2,4 \%$ , достигаемым к 10 годам, а не равным 15 % при линейной интерполяции для времени выдержки  $\sim 8$  лет. Для времен выдержки более 10 лет и менее 20 лет  $\Delta_{23}^{max} = L_2 - L_3 = 1,9 \%$  и достигается к 20 годам (при линейной интерполяции максимальная погрешность достигает 25 % для времени выдержки 14 лет). Для времени выдержки более 20 лет  $\Delta_{3\infty}^{max} = L_3 - L_\infty$  не превышает 1 % при стремлении времени выдержки к бесконечности.

Отметим, что приведенное рассуждение доказывает, что расчет остаточного тепловыделения ОЯТ по формуле (3), рекомендованной в РБ-093-14, обеспечивает точность  $\sim 1 \%$ .

Пользователем в ПК «Калькулятор ОЯТ» задается тип реакторной установки, тип ТВС (тип ядерного топлива), а также глубина выгорания и время выдержки ОЯТ. В качестве искомого параметра пользователю предлагается выбрать конкретный радионуклид или суммарное остаточное тепловыделение.

При выборе в качестве параметра любого радионуклида пользователю становятся доступными вкладки:

- «График накопления» – графическое представление зависимости накопления концентрации/

активности/остаточного тепловыделения выбранного радионуклида от 2 ГВт·сут/тU до глубины выгорания ОЯТ до величины, введенной в поле «Глубина выгорания топлива, ГВт·сут/тU»;

- «График распада» – графическое представление изменения концентрации/активности/остаточного тепловыделения радионуклида в течение времени выдержки, введенного в поле «Время выдержки ОЯТ»;

- «Таблица результатов» – табличное представление зависимости накопления и последующего изменения концентрации/активности/остаточного тепловыделения выбранного радионуклида, а также справочная информация, содержащая тип выбранной реакторной установки, тип ТВС, погрешность определения концентрации нуклида и т.д.

При выборе в качестве параметра «Тепловыделение» для пользователя становятся доступными вкладки:

- «График тепловыделения ОЯТ» – графическое представление зависимости суммарного остаточного тепловыделения ОЯТ от времени выдержки;

- «Таблица результатов» – табличное представление зависимости остаточного тепловыделения ОЯТ от времени выдержки и справочная информация.

На рис. 6 приведен пример работы ПК «Калькулятор ОЯТ» при выборе радионуклида –  $^{137}\text{Cs}$  и параметра «Тепловыделение».

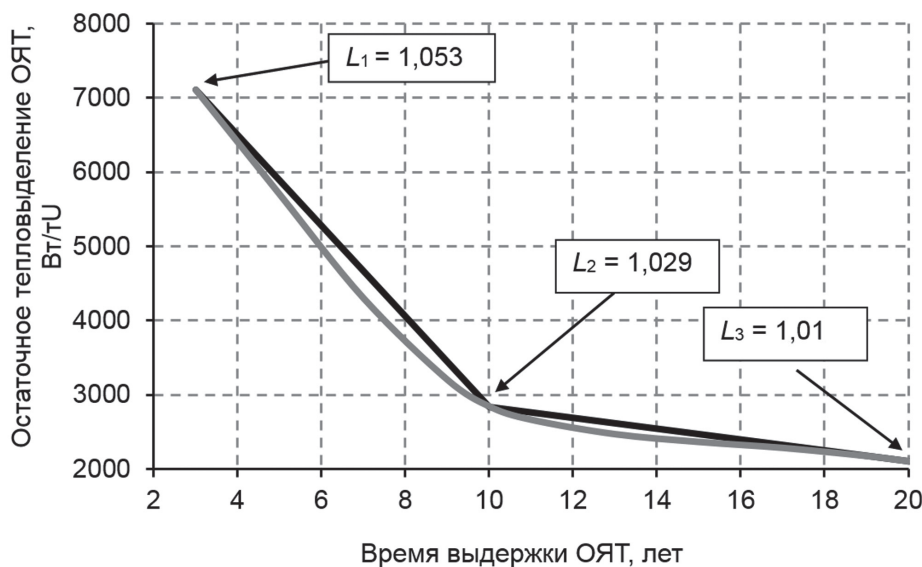


Рис. 5. Зависимость остаточного тепловыделения ОЯТ начального обогащения 4,81 % по  $^{235}\text{U}$  реактора ВВЭР-1000 с глубиной выгорания 68 ГВт·сут/тU, полученная линейной интерполяцией значений из РБ-093-14 и рассчитанная по формуле (2):

- остаточное тепловыделение ОЯТ по РБ-093-14;
- - - остаточное тепловыделение ОЯТ по ПК «Калькулятор ОЯТ»

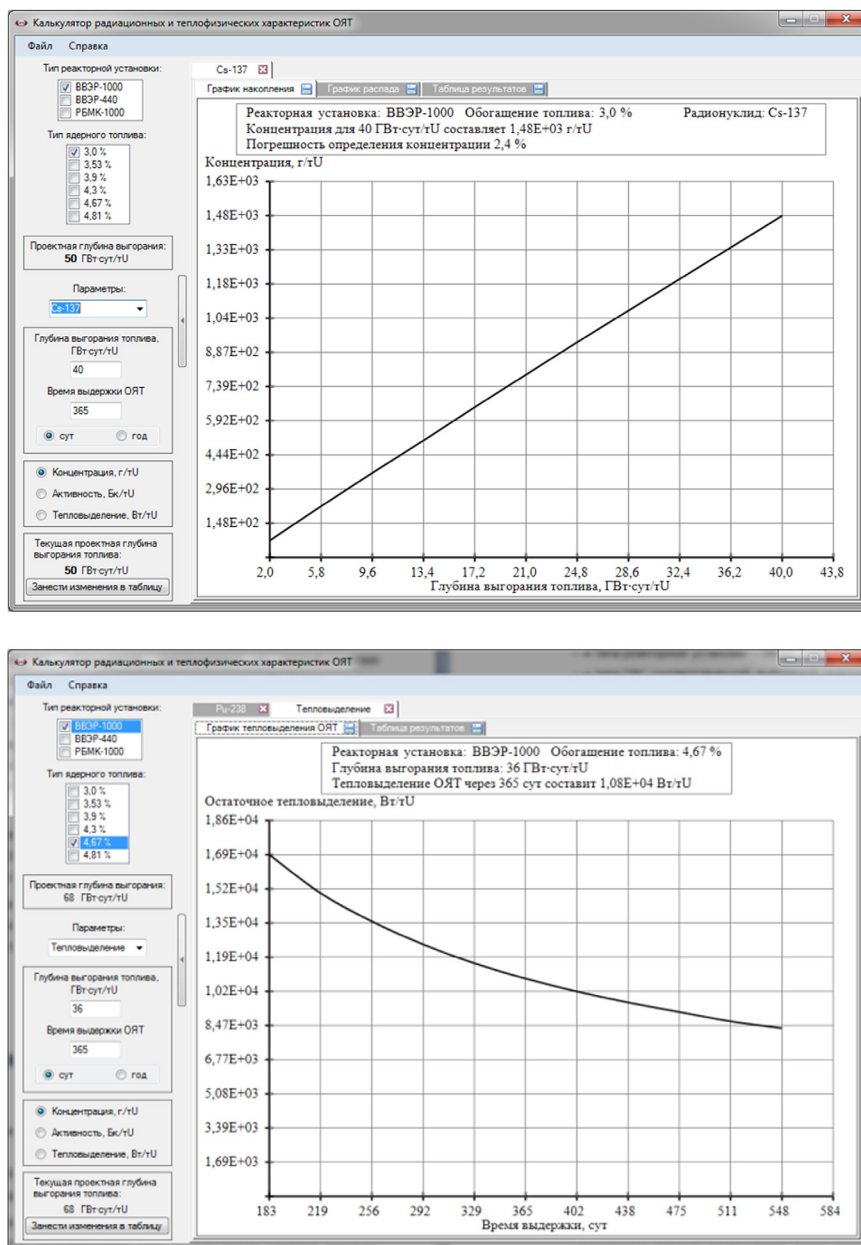


Рис. 6. Пример работы ПК «Калькулятор ОЯТ»

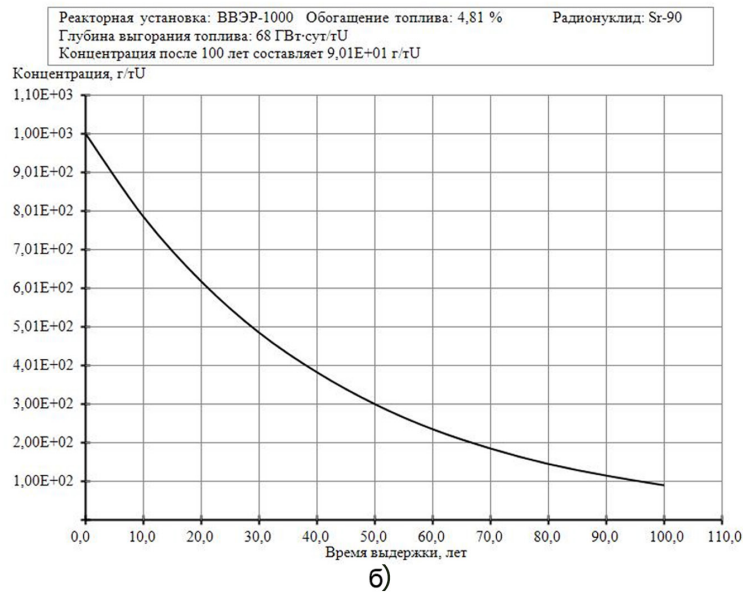
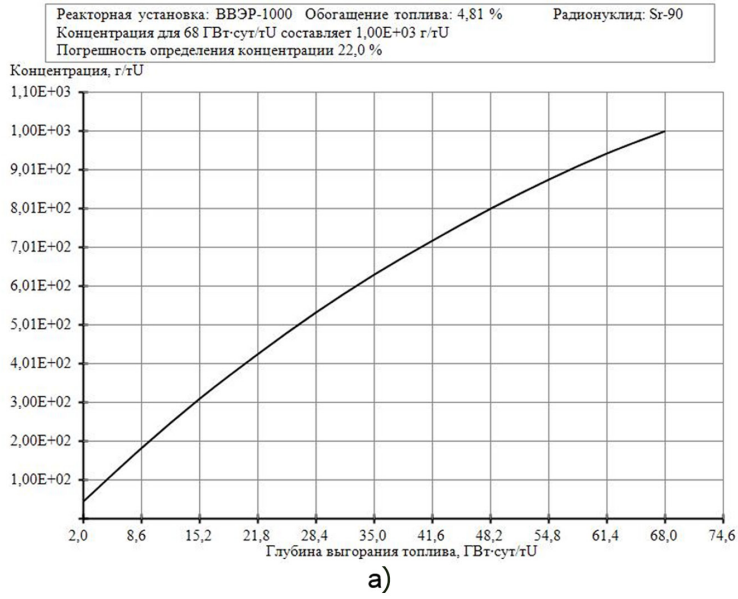
Интерфейс ПК «Калькулятор ОЯТ» спроектирован так, что он позволяет минимизировать количество данных, вводимых пользователем, и, соответственно, минимизировать вероятность ошибок, обусловленных человеческим фактором. Так, введенный в начале работы с ПК «Калькулятор ОЯТ» необходимый набор исходных данных запоминается, и для последующих расчетов достаточно вводить только некоторые изменяемые исходные данные. За счет этого ПК «Калькулятор ОЯТ» позволяет мгновенно перестраивать графики в зависимости от вводимых значений в полях «Глубина выгорания топлива, GWt-сут/tU» и «Время выдержки ОЯТ», что существенно упрощает процесс работы с ПК и позволяет выполнять анализ чувствительности результатов к исходным

параметрам в оперативном режиме.

ПК «Калькулятор ОЯТ» позволяет сохранять полученные результаты как в графическом виде, так и в табличном виде в текстовый файл. Пример сохраненных результатов приведен на рис. 7.

ПК «Калькулятор ОЯТ» прошел процедуру государственной регистрации с присвоением соответствующих свидетельств как для программы для ЭВМ, так и для базы данных (рис. 8).

Стоит отметить, что при создании ПК «Калькулятор ОЯТ» практически реализованы принципы, подходы и методы, которые, при необходимости, можно будет использовать для решения аналогичных задач для других типов реакторных установок (например, для реакторов типа ЭГП-6 или АМБ, а также для исследовательских реакторов).



Sr-90\_ВВЭР-1000\_4,81%.txt — Блокнот

Файл Правка Формат Вид Справка

Реакторная установка: ВВЭР-1000  
 Обогащение топлива: 4,81 %  
 Радионуклид: Sr-90  
 погрешность определения концентрации: 22,0 %

Накопление Sr-90 в зависимости от глубины выгорания топлива

Выгорание, ГВт·сут/тU	концентрация, г/тU
2,00	4,55E+01
8,60	1,84E+02
15,20	3,11E+02
21,80	4,27E+02
28,40	5,33E+02
35,00	6,30E+02
41,60	7,19E+02
48,20	8,01E+02
54,80	8,75E+02
61,40	9,42E+02
68,00	1,00E+03

Распад Sr-90 в зависимости от времени выдержки

Время, лет	концентрация, г/тU
0,00	1,00E+03
0,50	9,89E+02
1,00	9,77E+02
1,50	9,66E+02
2,00	9,54E+02
2,50	9,43E+02
3,00	9,32E+02
3,50	9,20E+02
4,00	9,09E+02
4,50	8,98E+02
5,00	8,88E+02

Стр 1, столб 1

в)

Рис. 7. Пример сохраненной информации ПК «Калькулятор ОЯТ»: а) – график накопления; б) – график распада; в) – таблица результатов



а)



б)

Рис. 8. Свидетельства о государственной регистрации:  
а) – программы для ЭВМ; б) – базы данных

### Список литературы

1. Колобашкин В.М. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. Справочник. – М., Энергоатомиздат, 1983.
2. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных. РБ-093-14: утверждено Приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 26 марта 2014 г. № 119.
3. Калинин В.И. Хранение отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов. – М., ОАО «ВНИПИЭТ», 2009.
4. Горохов А.К. Обоснование нейтронно-физической и радиационной частей проектов ВВЭР. – М., ИКЦ «Академкнига», 2004.
5. Троянов В.М., Лавренюк П.И., Молчанов В.Л. Ядерное топливо. Современное состояние и перспективы. Ежемесячный журнал атомной энергетики России, № 5, 2008.
6. Шмелев В.Д. Активные зоны ВВЭР для атомных станций. – М., ИКЦ «Академкнига», 2004.
7. Лавренюк П.И., Молчанов В.Л., Троянов В.М., Ионов В.Б. Ядерное топливо для реакторов ВВЭР. Современное состояние и перспективы. Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР: 5 я Международная научно-техническая конференция, 29 мая – 1 июня 2007 г. – Подольск, ФГУП ОКБ «Гидропресс», 2007.
8. Абрамов В.И. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК. – М., ФГУП «НИКИЭТ», 2006.
9. Курындин А.В. Информационная система поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ реакторов типа ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Автореферат диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук. – М., ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2013.
10. Курындин А.В., Строганов А.А., Киркин А.М. Остаточное тепловыделение отработавшего ядерного топлива как одна из проблем перехода действующих энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР-1000 на перспективные топливные циклы. Актуальные проблемы гуманитарных и естественных наук, № 8, 2010.

11. Курындин А.В., Строганов А.А., Киркин А.М. Проблемы повышения остаточного тепловыделения ОЯТ ВВЭР–1000 при переходе энергоблоков на усовершенствованные топливные циклы с повышенной глубиной выгорания топлива. Инновации. Интеллект. Культура. Материалы XVIII Всероссийской (с международным участием) научно-практической конференции молодых ученых и студентов «Инновации. Интеллект. Культура», Тобольск, 15 октября 2010 г. – Тюмень, Библиотечно–издательский комплекс ТюмГНГУ, 2010.
12. Аникин А.Ю., Курындин А.В., Курындина Л.А., Строганов А.А. Мировой опыт использования подходов, учитывающих выгорание ядерного топлива при обосновании ядерной безопасности обращения с ОЯТ. Ядерная и радиационная безопасность, № 3 (53), 2009.
13. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, Vols. I, II, and III. ORNL/NUREG/CSD-2R6. Oak Ridge, USA: Radiation Safety Information Computational Center at ORNL, 2000.
14. Ранганатан А. Алгоритм Левенберга-Марквардта. <http://www.ananth.in/docs/lmtut.pdf>.
15. Dehart M.D. TRITON: A Two-Dimensional Transport and Depletion Module for Characterization of Spent Nuclear Fuel. ORNL/TM-2005/39. Version 6, Vol. I, Sect. T1. – Oak Ridge, USA: Oak Ridge National Laboratory, 2009.
16. Azzaoui S. SCALE-6 fuel depletion analyses: Application to the ARIANE program: ER-136. – Paris, France: SCK CEN, 2010.
17. Gauld I.C., Ilas G. Analysis of Experimental Data for High-Burnup PWR Spent Fuel Isotopic Validation: Vadellos II Reactor. NUREG/CR-7013. – Washington, DC, USA: U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research, 2011.
18. Gauld I.C., Ilas G., Wagner J.C., Radulescu G. An Approach for Validating Actinide and Credit Criticality Safety Analyses-Isotopic Composition Predictions: NUREG/CR-7108. – Oak Ridge, USA: Oak Ridge National Laboratory, 2012.
19. Murphy B.D., Gauld I.C., Ilas G. VVER and RBMK cross-section libraries for ORIGEN-ARP. – Oak Ridge, USA: Oak Ridge National Laboratory, 2007.
20. Gauld I.C., Ilas G., Murphy B.D., Weber C.F. Validation of SCALE 5 Decay Heat Predictions for LWR Spent Nuclear Fuel. NUREG/CR-6972. – Washington, DC, USA: U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2008.
21. Глушаков С.В., Клевцов А.И. Visual Basic. NET, 2008. – М., АСТ, 2008.

## References

1. Kolobashkin V.M. Radiation Characteristics of Irradiated Nuclear Fuel. Reference Book. – Moscow, Energoatomizdat, 1983.
2. Safety Guide at Nuclear Energy Use. Radiation, Thermal and Physical Characteristics of Spent Nuclear Fuel from Water-Moderated Power Reactors and High Power Channel-Type Reactors. RB-093-14: approved by Order of the Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service No. 119 dated of March 26, 2014.
3. Kalinkin V.I. Storage of Spent Fuel from Power Reactors. – Moscow, JSC “VNIPIET”, 2009.
4. Gorokhov A.K. Validation of Neutronic and Radiation Parts of VVER Designs. – Moscow, Akademkniga, 2004.
5. Troyanov V.M., Lavrenyuk P.I., Molchanov V.L. Nuclear Fuel. Current Status and Perspectives. Monthly periodical Nuclear Power in Russia, No. 5, 2008.
6. Shmelev V.D. VVER Cores for Nuclear Power Plants. – Moscow, Akademkniga, 2004.
7. Lavrenyuk P.I., Molchanov V.L., Troyanov V.M., Ionov V.B. Nuclear Fuel for VVER Reactors. Current Status and Prospects. Safety Assurance of NPP with VVER: the 5 th International Scientific and Technical Conference, May 29 – June 1, 2007. – Podolsk, FSUE OKB “Gidropress”, 2007.
8. Abramov V.I. Channel RBMK Nuclear Power Reactor. – Moscow, FSUE “NIKIET”, 2006.
9. Kuryndin A.V. Informational system to assist decision making at spent nuclear fuel transportation from VVER-440, VVER-1000 and RBMK-1000 nuclear power plants. Abstract of Dissertation for a Scientific Degree of Candidate of Technical Sciences. – Moscow, SEC NRS, 2013.

10. Kuryndin A.V., Stroganov A.A., Kirkin A.M. Residual heat emission of spent nuclear fuel as one of the challenges for the current VVER-1000 NPP units transfer to advanced fuel cycles. Actual challenges for humanities and natural sciences, No. 8, 2010.
11. Kuryndin A.V., Stroganov A.A., Kirkin A.M. Challenges related to increase of VVER-1000 SNF residual heat emission for units transfer to advanced fuel cycles with the enhanced fuel burnup. Innovation. Intelligence. Culture. Materials from the XVIII All-Russia (involving international participants) Research-to-Practice Conference for Young Scientists and Students “Innovation. Intelligence. Culture”, Tobolsk, October 15, 2010. – Tyumen, Library and Publishing Complex TyumGNGU, 2010.
12. Anikin A.Yu., Kuryndin A.V., Kuryndina L.A., Stroganov A.A. International practices in application of approaches, which take account of nuclear fuel burnup at justification of nuclear safety for SNF management. Nuclear and Radiation Safety, No. 3 (53), 2009.
13. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, Vols. I, II, and III. ORNL/NUREG/CSD-2R6. – Oak Ridge, USA: Radiation Safety Information Computational Center at ORNL, 2000.
14. Ranganathan A. The Levenberg-Marquardt algorithm. <http://www.ananth.in/docs/lmtut.pdf>, 2004.
15. Dehart M.D. TRITON: A Two-Dimensional Transport and Depletion Module for Characterization of Spent Nuclear Fuel. ORNL/TM-2005/39. Version 6, Vol. I, Sect. T1. – Oak Ridge, USA: Oak Ridge National Laboratory, 2009.
16. Azzaoui S. SCALE-6 fuel depletion analyses: Application to the ARIANE program: ER-136. – Paris, France: SCK CEN, 2010.
17. Gauld I.C., Ilas G. Analysis of Experimental Data for High-Burnup PWR Spent Fuel Isotopic Validation: Vadellos II Reactor. NUREG/CR-7013. – Washington, DC, USA: U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research, 2011.
18. Gauld I.C., Ilas G., Wagner J.C., Radulescu G. An Approach for Validating Actinide and Credit Criticality Safety Analyses-Isotopic Composition Predictions: NUREG/CR-7108. – Oak Ridge, USA: Oak Ridge National Laboratory, 2012.
19. Murphy B.D., Gauld I.C., Ilas G. VVER and RBMK cross-section libraries for ORIGEN-ARP. – Oak Ridge, USA: Oak Ridge National Laboratory, 2007.
20. Gauld I.C., Ilas G., Murphy B.D., Weber C.F. Validation of SCALE 5 Decay Heat Predictions for LWR Spent Nuclear Fuel. NUREG/CR-6972. – Washington, DC, USA: U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2008.
21. Glushakov S.V., Klevtsov A.L. Visual Basic. NET, 2008. – Moscow, AST, 2008.

