

# ИНФОРМАЦИОННАЯ СИСТЕМА ПОДДЕРЖКИ ПРИНЯТИЯ РЕГУЛИРУЮЩИХ РЕШЕНИЙ ПРИ ТРАНСПОРТИРОВАНИИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРОВ ВВЭР И РБМК В ТРАНСПОРТНЫХ УПАКОВОЧНЫХ КОМПЛЕКТАХ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

И.А. Ляшко<sup>1</sup>, А.М. Киркин<sup>1</sup>, А.В. Курындин<sup>1</sup>, А.А. Строганов<sup>1</sup>

<sup>1</sup>ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва,

эл. почта: [lyashko@secnrs.ru](mailto:lyashko@secnrs.ru)

При обосновании безопасности межобъектового транспортирования отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) реакторов типа ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000 для каждой конкретной загрузки транспортного упаковочного комплекта (ТУК) эксплуатирующей организации необходимо показать соблюдение установленных в нормативных документах требований [1], ограничивающих максимальные значения уровней мощности дозы, потери радиоактивного содержимого, величину эффективного коэффициента размножения нейтронов и т.д. Это требует от специалистов эксплуатирующей организации проведения целого ряда сложных и трудоемких расчетов, реализующих всю цепочку перехода от известных и/или измеряемых параметров (начального обогащения, глубины выгорания, времени выдержки и т. д.) к вышеперечисленным нормируемым показателям безопасности.

До начала интенсивного перехода АЭС на новые перспективные топливные циклы избежать необходимости выполнения таких расчетов для каждой конкретной партии транспортируемых ОТВС позволял отраслевой стандарт ОСТ 95 745-2005 [2]. В нем для ОТВС реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 различной номенклатуры, транспортируемых в существующих ТУК-6 и ТУК-13, соответственно, консервативно установлены допустимые диапазоны изменения вышеупомянутых известных и/или измеряемых параметров, при соответствии которым значения нормируемых показателей безопасности заведомо будут удовлетворять всем требованиям нормативных документов. Поэтому проведение трудоемких и сложных расчетов значений этих нормируемых показателей безопасности становится ненужным и обоснование безопасности транспортирования партии ОТВС сводится к простой проверке соответствия характеристик ОТВС, загружаемых в ТУК, требованиям стандарта ОСТ 95 745-2005.

Поскольку с переходом АЭС на топливные циклы с повышенной глубиной выгорания ядерного топлива характеристики транспортируемых ОТВС становятся все напряженнее, консервативный подход к обоснованию безопасности, реализованный в ОСТ 95 745-2005, может быть использован все реже. К тому же в настоящее время с целью замены парка существующих контейнеров разработаны проекты новых транспортных упаковочных комплектов ТУК-109Т, ТУК-140 и ТУК-146 [3, 4, 5] для ОЯТ реакторов РБМК-1000, ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, соответственно. В таких новых условиях все чаще становится необходимым выполнение обоснований безопасности исключительно путем, предполагающим проведение упомянутых выше сложных расчетов для каждой конкретной партии транспортируемых ОТВС. Соответственно, весьма трудоемким и сложным становится и выполнение специалистами Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор) оценки соответствия требованиям

этих обоснований безопасности. В этой связи актуальность создания информационной системы поддержки принятия специалистами Ростехнадзора регулирующих решений при транспортировании ОТВС реакторов типа ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000 в ТУК нового поколения являлась очевидной.

В 2014 году Ростехнадзором перед специалистами ФБУ «НТЦ ЯРБ» была поставлена задача разработать информационную систему поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ реакторов ВВЭР и РБМК, которая совмещала бы в себе как аналитическую часть, позволяющую представить общую картину и отследить «тонкие места» в обеспечении безопасности на основе требований действующих нормативных документов [1] и [6], так и расчетную – для возможности оперативного проведения оценок показателей, характеризующих безопасность транспортирования ОЯТ при нормальных условиях и в случае аварии, не требующей от пользователя каких-либо знаний, кроме знания известных и/или измеряемых характеристик перевозимого топлива.

В настоящее время создано три блока компьютерной системы информационной поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ реакторов ВВЭР-1000, ВВЭР-440 и РБМК-1000 в транспортных упаковочных комплектах нового поколения ТУК-146, ТУК-140 и ТУК-109Т, соответственно. Разработанная информационная система обладает рядом преимуществ, заключающихся в:

- эффективной оценке достаточности представленных эксплуатирующей организацией расчетных обоснований безопасности транспортирования ОЯТ;
- выявлении возможных ошибок в обосновании, связанных с человеческим фактором;
- получении максимально точных автоматизированных оценок нормируемых показателей ядерной и радиационной безопасности транспортирования ОЯТ;
- определении оптимального размещения ОТВС в ТУК с минимальными временными затратами.

Пользователь информационной системы применяет не отдельное лицензионное программное обеспечение, а готовые результаты расчетов, выполненные единожды разработчиками системы, имеющими соответствующие разрешения/лицензии, и лицензионно чистое дополнительное программное обеспечение, созданное в рамках разработки этой системы. Все указанные блоки успешно внедрены в деятельность Ростехнадзора.

Для разработки информационной системы поддержки принятия решений при транспортировании ОЯТ реакторов типа ВВЭР и РБМК использовалась среда Microsoft Visual Studio 2012 Express [7], которая представляет собой интегрированную среду разработки (англ. IDE, Integrated Development Environment), распространяемую по форме freeware (т.е. бесплатно), и является облегченной версией Microsoft Visual Studio.

Структурная блок-схема разработанной информационной системы представлена на рисунке 1.



Рисунок 1. Блок–схема информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ

В информационной системе использована упрощенная методика учета размножения нейтронов при делении невыгоревших и наработанных делящихся изотопов [8], состоящая в умножении значения мощности дозы от нейтронов и вторичного гамма-излучения на величину  $1/(1-K_{эфф})$ , то есть:

$$H(r) = \frac{H_0(r)}{(1-K_{эфф})}, \quad (1)$$

где  $H_0(r)$  – мощность дозы нейтронного и вторичного гамма-излучения без учета размножения;  $H(r)$  – мощность дозы нейтронного и вторичного гамма-излучения с учетом размножения;  $K_{эфф}$  – эффективный коэффициент размножения нейтронов.

Для самой сложной из задач – задачи расчета дозовых полей за защитой ТУК в разработанной информационной системе применен метод, использующий предварительно рассчитанные «функции Грина». Данный метод основан на свойстве линейности уравнения переноса относительно независимого источника и позволяет получать (для фиксированных геометрии и материального состава защитных композиций) значение мощности дозы от произвольного источника за защитой путем свертки качественного, т. е. по типу излучения (нейтронное и вторичное гамма-излучение, первичное гамма-излучение), пространственного и энергетического распределения этого источника с «функцией Грина», определяемой вкладами в мощность дозы от единичных элементарных моноэнергетических источников каждого типа в каждом элементе фазового пространства (внутри топливной части ТУК):

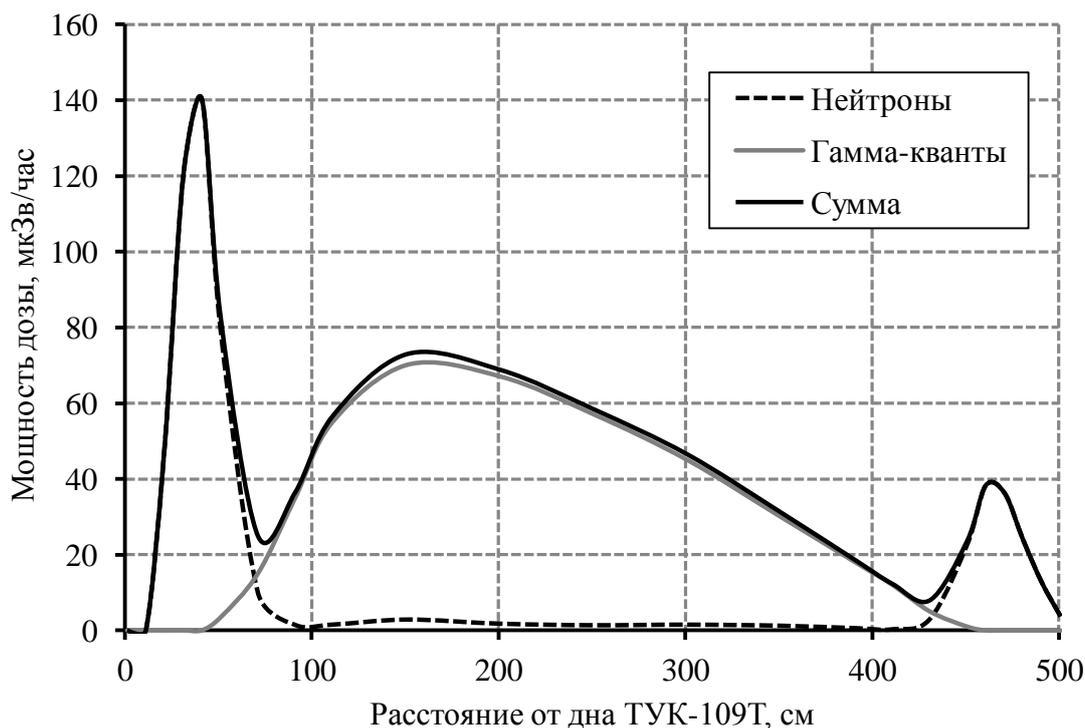
$$\dot{H}(\vec{r}) = \int q(\vec{\xi}) \cdot G(\vec{\xi}, \vec{r}) \cdot d\vec{\xi} \approx \sum_{i=1}^N q(\Delta\vec{\xi}_i) \cdot G(\Delta\vec{\xi}_i, \vec{r}), \quad (2)$$

где  $\dot{H}(\vec{r})$  – мощность дозы в точке  $\vec{r}$  за защитой ТУК;  $q(\Delta\vec{\xi}_i)$  – величина источника в конечном элементе фазового пространства  $\Delta\vec{\xi}_i$ ;  $G(\Delta\vec{\xi}_i, \vec{r})$  – «функция Грина» элемента фазового пространства  $\Delta\vec{\xi}_i$ ;  $N$  – полное количество дискретных элементарных областей  $\Delta\vec{\xi}_i$ , аппроксимирующих (в выбранном приближении) непрерывное множество фазового пространства.

Таким образом, один раз разделив объем, занимаемый ОТВС в ТУК, на пространственные зоны и определив (в результате серии систематических расчетов, требующих существенных временных затрат) вклады в пространственное распределение мощности дозы от единичных (нормированных на одну частицу) источников нейтронного и гамма-излучения для каждой из зон, можно в дальнейшем определять мощность дозы за защитой ТУК для любой конкретной загрузки с помощью только простых арифметических операций (сложения и умножения).

Одновременно данный подход (использование набора «функций Грина») позволяет корректно учесть неоднородность распределения полей излучения за защитой ТУК, поскольку при расчете «функции Грина» для каждой конкретной области фазового пространства определение точек за защитой ТУК, в которых вклад в мощность дозы достигает максимума, не представляет никакого труда, а полная база данных функций Грина для конкретной защитной композиции формируется для объединения множеств точек за защитой ТУК для всех «функций Грина».

При определении точек расположения детекторов для каждого ТУК выполнена предварительная оценка распределения полей излучения за защитой ТУК. На рисунке 2 в качестве примера приведено характерное распределение мощности дозы нейтронного и гамма-излучений на боковой поверхности ТУК-109Т.



*Рисунок 2. Характерное распределение мощности дозы на боковой поверхности ТУК-109Т*

По результатам предварительных расчетов, сформировывалось представительное множество детекторов, расположенных вокруг каждого ТУК на всех нормируемых расстояниях от их поверхности, что позволяет учесть все возможные особенности пространственного распределения дозовых полей за защитой ТУК для каждой конкретной загрузки. На рисунке 3 в качестве примера представлено распределение детекторов вокруг ТУК-109Т.

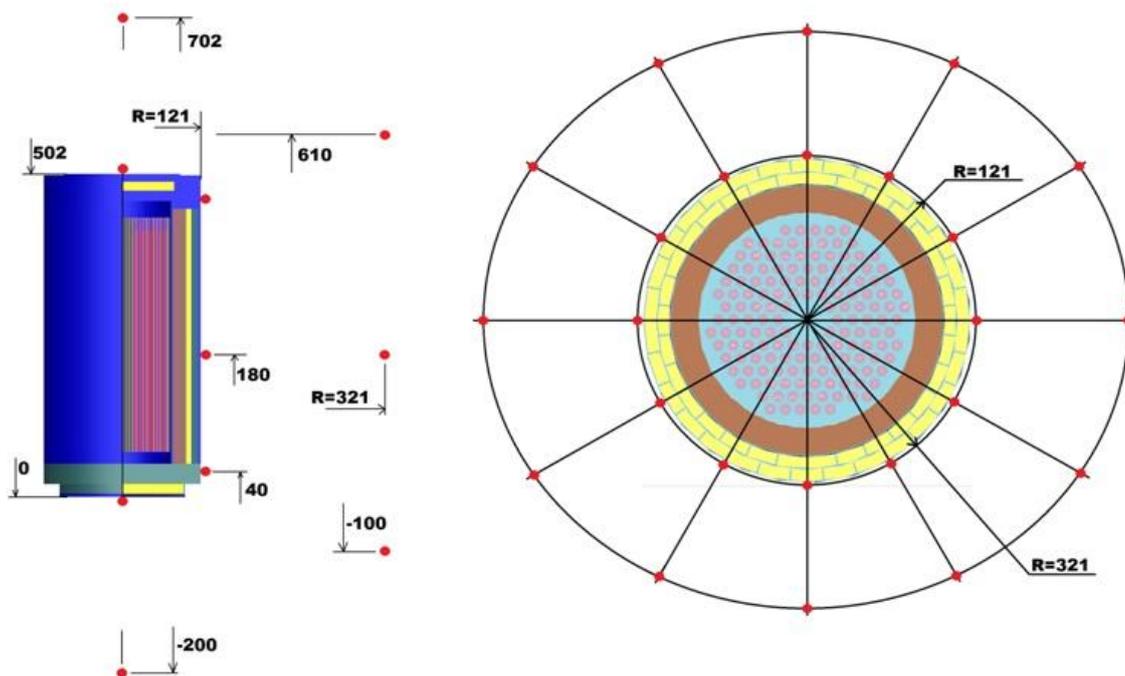


Рисунок 3. Расположение детекторов вокруг ТУК-109Т

Необходимая для формирования библиотек информационной системы точность была обеспечена использованием для расчета переноса излучения прецизионных программ Монасо [9] и Mavtic [10], входящих в состав программного комплекса SCALE 6 [11] и реализующих метод «Монте-Карло».

Для оценки параметров ядерной безопасности в разработанной информационной системе принята аппроксимация заранее рассчитанных значений эффективных коэффициентов размножения нейтронов, которые определялись с использованием подхода «Burnup credit» уровня «Только актиниды» [12, 13]. При использовании данного подхода в расчетах учитывалось изменение нуклидного состава следующих актинидов:  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  и  $^{242}\text{Pu}$ . Перечисленных нуклидов достаточно для определения размножающих свойств ОЯТ, а их концентрации с хорошей точностью определяются с помощью аппроксимационных коэффициентов, рекомендуемых в разработанном авторами руководстве по безопасности [14]. Для расчетов библиотек значений эффективного коэффициента размножения нейтронов использовались реализующие метод «Монте-Карло» модуль KENO-VI [15] программного комплекса SCALE 6.

Оценки остаточного тепловыделения и потери радиоактивного содержимого в информационной системе реализованы также с использованием заранее рассчитанных аппроксимационных зависимостей [14].

Кроме перечисленных выше технических решений, преимуществом разработанной информационной системы является наличие интуитивно понятного для пользователя интерфейса. Это демонстрирует как общий вид интерфейса блоков компьютерной системы информационной поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000 (см. рисунок 4), так и представленное на рисунке 5 в качестве примера окно задания параметров ОТВС ВВЭР-1000 при их транспортировании в ТУК-146.

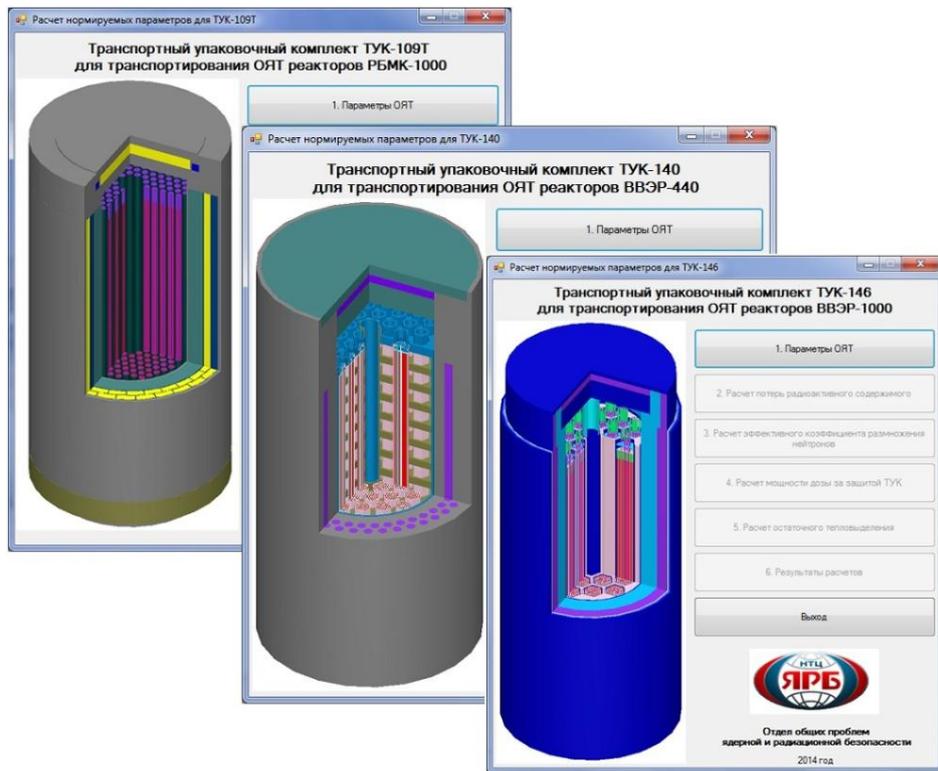
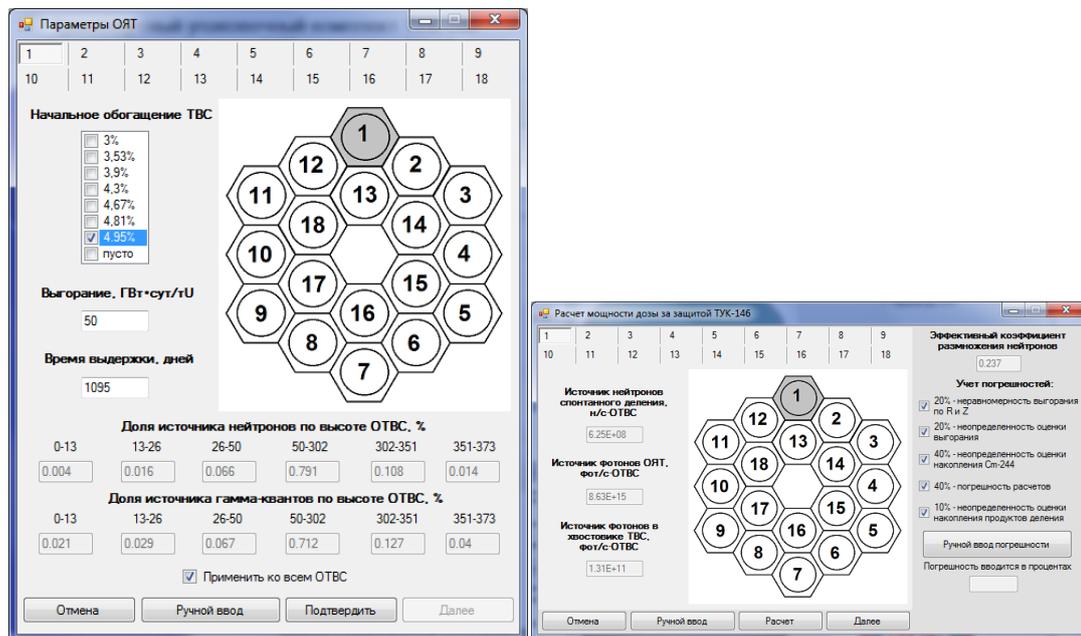


Рисунок 4. Интерфейс информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ



а

б

Рисунок 5. Меню экранной формы задания параметров ОЯТ (а) и меню экранной формы задания параметров для расчета мощности дозы за защитой ТУК-146 (б)

Представленные блоки информационной системы позволяют учитывать погрешности расчетов, вызванные неравномерностью выгорания топлива по высоте и по радиусу ОТВС, неопределенностью оценки выгорания и накопления источника в топливе, а также погрешностью самих программных средств, использованных для расчета переноса ионизирующего излучения в веществе и для расчета показателей ядерной безопасности.

Стоит отметить, что при создании информационной системы практически реализованы принципы, подходы и методы, которые, при необходимости, можно будет использовать для решения аналогичных задач для других типов транспортных контейнеров (например, для контейнеров для ОЯТ исследовательских реакторов).

### Литература

1. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов: НП-053-04: утверждены постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 04.10.2004 № 5. – М.: Ростехнадзор, 2004.
2. Отработавшие тепловыделяющие сборки ядерных энергетических реакторов типа ВВЭР. Общие требования к поставке на заводы регенерации. Стандарт отрасли: ОСТ 95 745-2005. – ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ», 2005.
3. Транспортный упаковочный комплект ТУК-109Т для перевозки ОЯТ РБМК-1000 / 4-й Международный форум поставщиков атомной отрасли «АТОМЕКС-2012» // База данных «Федерального информационного фонда отечественных и иностранных каталогов на промышленную продукцию», 2012.
4. Упаковочный комплект ТУК-140 для транспортирования и долговременного хранения ОЯТ РУ ВВЭР-440 / 4-й Международный форум поставщиков атомной отрасли «АТОМЕКС-2012» // База данных «Федерального информационного фонда отечественных и иностранных каталогов на промышленную продукцию», 2012.
5. Транспортный-упаковочный контейнер ТУК-146 для отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000/1200 / VII Международный форум «Атомэко-2013» // База данных «Федерального информационного фонда отечественных и иностранных каталогов на промышленную продукцию», 2013.
6. Санитарные правила по радиационной безопасности персонала и населения при транспортировании радиоактивных материалов (веществ): СанПиН 2.6.1.1281-03. – М.: Министерство здравоохранения Российской Федерации, 2003.
7. Microsoft Visual Studio 2012 [электронный ресурс] / MSDN – <https://msdn.microsoft.com/ru-ru/library/vstudio/ms165468%28v=vs.110%29.aspx>.
8. 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. - Москва, 2013.
9. Peplow D.E. MONACO: a fixed-source, multi-group monte karlo transport code for shielding applications/ D.E. Peplow.- ORNL/TM-2005/39.- vol. II. - Sect. F23.- 2009.

10. Peplow D.E. MAVRIC: MONACO with automatic variance reduction using importance calculations/ D.E. Peplow.- ORNL/TM-2005/39.- vol. I. - Sect. S6.- 2009.
11. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, Vols. I, II, and III. — Radiation Safety Information Computational Center at ORNL, 2000. — ORNL/NUREG/CSD-2R6.
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. Аникин А.Ю. А.В. Курындин, А.А. Строганов. Подход «Burnup credit»: особенности и мировой опыт использования при обосновании ядерной безопасности обращения с ОЯТ/Ядерная и радиационная безопасность России. Выпуск 7. 2010.
14. Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных: РБ-093-14: утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 26 марта 2014 г. № 119. – М.: Ростехнадзор, 2014.
15. Hollenbach D.F. KENO-VI: A GENERAL QUADRATIC VERSION OF THE KENO PROGRAM/ D.F. Hollenbach, L.M. Petrie, S. Golouglu, N.F. Landers, M.E.Dunn. ORNL/TM-2005/39 version 6. Vol. II. 2009.