

**Курындин Антон Владимирович**

**ИНФОРМАЦИОННАЯ СИСТЕМА ПОДДЕРЖКИ ПРИНЯТИЯ  
РЕГУЛИРУЮЩИХ РЕШЕНИЙ ПРИ ТРАНСПОРТИРОВАНИИ ОЯТ  
РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР-440, ВВЭР-1000 И РБМК-1000**

Специальность 05.14.03 «Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации»

**АВТОРЕФЕРАТ**

диссертации на соискание ученой степени  
кандидата технических наук

Москва

2013 г.

Работа выполнена в федеральном бюджетном учреждении «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»

Научный руководитель: Строганов Анатолий Александрович  
кандидат физико-математических наук, старший научный сотрудник, начальник отдела общих проблем ядерной и радиационной безопасности ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»

Официальные оппоненты: Петров Эрнест Ефимович  
доктор физико-математических наук, профессор, главный научный сотрудник ФГУП «ГНЦ - РФ «Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»

Былкин Борис Константинович  
доктор технических наук, профессор, главный научный сотрудник РНЦ «Курчатовский институт»

Ведущая организация: ОАО «Головной институт ВНИПИЭТ»

Защита диссертации состоится \_\_\_\_\_ 2014 г. в \_\_\_ час. 00 мин. на заседании диссертационного совета Д 002.070.01 при Институте проблем безопасного развития атомной энергетики Российской Академии наук по адресу: 115191, Москва, ул. Большая Тульская, 52.

С диссертацией можно ознакомиться в научно-технической библиотеке Института проблем безопасного развития атомной энергетики Российской Академии наук, 115191, Москва, ул. Большая Тульская, 52.

Автореферат разослан «\_\_\_» \_\_\_\_\_ 2013 г.

Ученый секретарь  
диссертационного совета  
к.ф.-м.н.

В.Е. Калантаров

## ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

**Актуальность работы.** 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 доказать соблюдение установленных в нормативных документах [1] требований безопасности, 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 конкретных значений этих нормируемых показателей безопасности становится ненужным и обоснование безопасности транспортирования партии ОТВС сводится к простой проверке выполнения 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 (ЯТ) характеристики транспортируемых ОТВС становятся все напряженнее, консервативный подход к обоснованию безопасности, реализованный в ОСТ 95 745-2005, может быть использован все реже. В этих новых условиях для специалистов отрасли 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 достаточности этих обоснований безопасности. Кроме того, начата принципиально новая деятельность по транспортированию ОТВС реакторов типа РБМК-1000 в металлобетонных контейнерах ТУК-109. Поэтому очевидна актуальность создания информационной системы поддержки принятия специалистами Ростехнадзора регулирующих решений при транспортировании ОТВС реакторов типа ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000 (ИС).

**Целью диссертационной работы** являлось создание специального программного средства (ПС) для получения оценок нормируемых показателей

безопасности транспортирования ОТВС реакторов типа ВВЭР и пучков твэл ОТВС реакторов типа РБМК при произвольных значениях известных и/или измеряемых характеристик ОТВС для любых вариантов их размещения в существующих транспортных упаковочных комплектах ТУК-6, ТУК-13 и ТУК-109. Это ПС должно обеспечивать возможность быстрого и удобного получения результатов, причем результатов – максимально точных (определяемых в основном погрешностью значений исходных известных характеристик, и, с очевидностью, библиотек нейтронно-физических и иных ядерных констант, использованных при создании этого ПС). Оно должно позволять гарантированно выявлять основные возможные ошибки в обоснованиях безопасности транспортирования ОТВС с определением источника их возникновения (конкретного этапа расчетов, на котором они допущены), и при этом – не требовать от специалистов Ростехнадзора проведения всей необходимой цепочки сложных и громоздких расчетов, соответственно, не требовать от них ни наличия разрешений/лицензий от правообладателей соответствующих современных программных средств (условие «лицензионной чистоты» ПС), ни умения и опыта выполнения расчетов с их использованием.

В соответствии с **целями работы** были сформулированы **задачи работы**, перечисленные ниже:

1) выполнить анализ существующей в Российской Федерации нормативной правовой базы регулирования безопасности при транспортировании ОТВС с атомных электростанций (АЭС) на предприятия ядерного топливного цикла и реализуемой в настоящее время технологии транспортирования;

2) выполнить анализ методологии и практики обоснования безопасности транспортирования ОТВС и оценки обоснования при регулировании безопасности;

3) выполнить компиляцию исходных данных по номенклатуре тепловыделяющих сборок, их важнейшим характеристикам;

4) выполнить компиляцию исходных данных по геометрии и материальному составу ТУК-6, ТУК-13 и ТУК-109, в которых осуществляется транспортирование отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) реакторов типа ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000, соответственно;

5) разработать принципиальную концепцию и общую методологию создания информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ;

6) выполнить обоснованный выбор математических методов для выполнения оценок нормируемых показателей безопасности при транспортировании ОЯТ - максимальных значений уровней мощности дозы излучения за защитой ТУК, допустимой потери радиоактивного содержимого из упаковки, эффективного коэффициента размножения нейтронов, тепловой нагрузки на ТУК при нормальных и аварийных условиях транспортирования;

7) определить «архитектуру» ИС и выбрать методику программной реализации ИС;

8) непосредственно реализовать три блока ИС в соответствии с разработанной концепцией для каждой из трех композиций: «ТУК-6 + ОТВС ВВЭР-440», «ТУК-13 + ОТВС ВВЭР-1000» и «ТУК-109 + пучки твэл ОТВС РБМК-1000».

## **Научная новизна:**

1. Автором предложен и реализован принципиально новый подход к оказанию научно-технической поддержки регулирующего органа (Ростехнадзора) применительно к деятельности по регулированию транспортирования ОЯТ в виде использования при оценке обоснования безопасности проблемно-ориентированной информационной системы поддержки принятия регулирующих решений.

2. Предложенная автором концепция и методология информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при оценке обоснований безопасности транспортирования ОЯТ, основанная на представлении показателей безопасности транспортирования любой конкретной партии ОТВС, являющихся функциями пространственной переменной (полей мощности доз первичного гамма-излучения, нейтронного и вторичного гамма-излучения), в виде разложения по конечному ряду известных (рассчитываемых заранее) единичных (нормированных) функций той же переменной (в диссертационной работе они по ряду известных аналогий названы «функциями Грина»), с коэффициентами при членах ряда, определяемыми по известным (также рассчитываемым заранее) аппроксимационным зависимостям функций известных и/или измеряемых параметров каждой ОТВС, является принципиально новой методологией оценки безопасности транспортирования ОЯТ.

## **Практическая значимость результатов работы:**

1. Разработанная автором ИС поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ с АЭС на предприятия ядерного топливного цикла позволяет специалистам Ростехнадзора эффективно выполнять оценки достаточности представленных эксплуатирующей организацией расчетных обоснований безопасности транспортирования ОЯТ и при этом практически исключает возможность появления ошибок, связанных с человеческим фактором.

2. ИС, обеспечивая максимально точные автоматизированные оценки нормируемых показателей ядерной и радиационной безопасности транспортирования ОЯТ, позволяет с минимальными временными затратами определять оптимальное размещение ОТВС в ТУК.

3. С учетом отмеченного выше, разработанная ИС может быть использована (возможно, с не принципиальными и/или несущественными дополнениями) организациями отрасли для выполнения обоснований безопасности транспортирования ОЯТ.

4. Принципы, подходы, методы и оригинальное программное обеспечение, реализованные в ИС, могут быть использованы для решения аналогичных задач для любых других типов транспортных контейнеров и видов ядерного топлива (например, для транспортирования ОЯТ исследовательских реакторов или перспективных ТУК для ОЯТ реакторов типа ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000).

**Внедрение результатов работы.** Разработанная ИС применяется специалистами Центрального аппарата Ростехнадзора для поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ с АЭС на предприятия ядерного топливного цикла. Получен акт о внедрении от 10.09.2012, утвержденный заместителем руководителя Ростехнадзора В.С. Беззубцевым.

## **Основные положения, выносимые на защиту:**

1. Результаты расчетного анализа физических закономерностей формирования нормируемых при транспортировании ОЯТ показателей безопасности, их зависимостей от известных и/или измеряемых характеристик ОТВС как существующей номенклатуры, так и разработанных для перспективных топливных циклов АЭС, характеризующихся повышенной глубиной выгорания ОЯТ.

2. Выявленные по результатам анализа проблемы безопасности, связанные с неизбежной в близком будущем необходимостью транспортирования ОТВС новых видов ЯТ с существенно напряженными радиационными характеристиками в ТУК существующих конструкций, предназначавшихся изначально для транспортирования ОТВС с менее напряженными характеристиками.

3. Разработанные автором концепция и общая методология информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ.

4. Три блока ИС, созданные автором в соответствии с разработанной концепцией для каждой из трех композиций: «ТУК-6 + ОТВС ВВЭР-440», «ТУК-13 + ОТВС ВВЭР-1000» и «ТУК-109 + пучки твэл ОТВС РБМК-1000», включая предварительно рассчитанные коэффициенты, функции и зависимости.

**Достоверность полученных результатов.** Достоверность полученных результатов подтверждается результатами сравнения оценок, выполненных с использованием ИС, с рядом расчетных обоснований безопасности транспортирования ОЯТ, выполненных коллективами других авторов. Во всех случаях значения, полученные с помощью разработанной информационной системы, консервативно, но не значительно, превышают значения, полученные в рамках этих обоснований.

**Апробация работы.** Основные положения и результаты работы докладывались и обсуждались на различных конференциях и форумах (The 12-th congress of the international radiation protection association, 2008; XVIII Всероссийская научно-практическая конференция молодых ученых и студентов «Инновации. Интеллект. Культура», 2010; Научная сессия НИЯУ МИФИ, 2011; IV научно-техническая конференция молодых ученых и специалистов атомной отрасли «КОМАНДА-2012», 2012; VII Международный ядерный форум «Безопасность ядерных технологий: транспортирование радиоактивных материалов», 2012; Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики, 2012; 8-я международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 2013), а также на заседаниях НТС ФБУ «НТЦ ЯРБ» и Секции № 3 «Безопасность использования атомной энергии» НТС Ростхнадзора.

**Публикации.** По материалам диссертации автором опубликованы 18 печатных работ, 7 из которых опубликованы в ведущих периодических изданиях.

**Личный вклад автора.** Автором лично или с его определяющим личным участием:

- по результатам выполненного им расчетного анализа физических закономерностей формирования показателей безопасности, нормируемых при транспортировании ОЯТ, выявлены проблемы безопасности, связанные с

необходимостью транспортирования в будущем ОТВС новых видов ЯТ в ТУК существующих конструкций;

- предложен и реализован принципиально новый подход к оказанию Ростехнадзору научно-технической поддержки принятия им регулирующих решений при оценке обоснования безопасности транспортирования ОЯТ в виде использования проблемно-ориентированной информационной системы;

- разработаны концепция и общая методология информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ;

- созданы в соответствии с разработанной концепцией три блока ИС для каждой из трех композиций: «ТУК-6 + ОТВС ВВЭР-440», «ТУК-13 + ОТВС ВВЭР-1000» и «ТУК-109 + пучки твэл ОТВС РБМК-1000», включая предварительно рассчитанные коэффициенты, функции и зависимости.

**Структура и объем диссертации.** Диссертация состоит из введения, четырех глав и заключения. Работа изложена на 109 страницах, содержит 37 рисунков, 12 таблиц и список использованной литературы, включающий 114 наименований.

## **ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ**

**Во введении** обоснована актуальность темы диссертационного исследования, сформулированы цель и задачи работы, показаны научная новизна и практическая значимость, определены основные положения, выносимые на защиту.

**В первой главе** выполнен обзор номенклатуры тепловыделяющих сборок реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000 и существующей технологии транспортирования ОЯТ на предприятия ядерного топливного цикла (например, [3]). Проведен анализ нормативно-правовой базы регулирования безопасности при транспортировании ОЯТ, показано ее соответствие международным подходам и стандартам МАГАТЭ [4]. Также проанализированы существующие в настоящее время подходы к обоснованию безопасности транспортирования ОЯТ и к оценке этого обоснования регулирующим органом.

Выполненный в Главе 1 анализ принятой в настоящее время в Российской Федерации методологии обоснования безопасности транспортирования ОЯТ и оценки таких обоснований специалистами Ростехнадзора показал, что процесс оценки достаточности этих обоснований безопасности становится все более трудоемким и приближается по сложности к выполнению самих обоснований безопасности. Поэтому очевидна актуальность создания ИС поддержки принятия специалистами Ростехнадзора регулирующих решений при транспортировании ОЯТ реакторов типа ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000.

В Главе 1 сформулированы основные требования к разрабатываемой ИС, а именно показано, что ИС должна обладать следующими характеристиками:

а) лицензионной чистотой (т. е. при работе с ней не должно требоваться использование какого-либо лицензируемого отдельно программного обеспечения);

б) возможностью определения максимальных значений нормируемых показателей безопасности по заданному набору только известных и/или измеряемых параметров, без выполнения пользователем (специалистом Ростехнадзора) дополнительных методических исследований;

в) возможностью автоматизированного сравнения значений нормируемых показателей с установленными в нормативных документах критериями безопасности;

г) простым и удобным интерфейсом, понятным специалисту без углубленного специального образования и большого практического опыта выполнения расчетов.

**Во второй главе** представлено обоснование принимаемого для разработки основных блоков ИС набора методов математического моделирования и реализующих эти математические методы программных средств, а также результаты предварительных методических расчетных исследований. Показано, что для целей настоящей работы целесообразно использовать метод Монте-Карло, который давно и широко применяется для решения такого рода задач, обеспечивая максимально высокую точность результатов расчетов.

Определены реализующие этот метод современные ПС, на использование которых автор имеет лицензии/разрешения от правообладателей. В их число входят основные модули программного комплекса SCALE 6 [5] (MONACO, MAVRIC, KENO) и прецизионный код PSG2/Serpent [6]. ПС MONACO и MAVRIC использованы в работе для расчетов полей излучения за защитой ТУК при расчете функций Грина; KENO и PSG2/Serpent – для расчетов эффективного коэффициента размножения нейтронов в системе «ТУК+ОЯТ» ( $K_{эфф}$ ), используемого непосредственно как нормируемый показатель ядерной безопасности транспортирования ОЯТ и как промежуточный параметр - при анализе радиационной безопасности транспортирования для задания эффективного источника нейтронов с учетом их размножения в системе, поскольку в значении суммарной мощности эффективной дозы излучения за защитой значения парциальных (по видам излучения) мощностей дозы учитываются с различными коэффициентами («весами»): вклад гамма-излучения продуктов деления и активации – с коэффициентом, равным единице; вклад нейтронов и вторичного гамма-излучения – с коэффициентом, учитывающим размножение нейтронов в системе «ТУК+ОТВС».

Для расчетов зависимости радионуклидного состава ОЯТ от глубины выгорания показана целесообразность использования ПС PSG2/Serpent, а также ПС ORIGEN, входящего в состав программного комплекса SCALE 6. С использованием вышеуказанных ПС выполнены расчеты радионуклидного состава для всего диапазона изменения известных/измеряемых характеристик ОТВС для номенклатуры, определенной в Главе 1. Результаты расчетов использованы для определения характерных особенностей, ограничений и допущений, принимаемых при оценке показателей ядерной и радиационной безопасности, а также остаточного тепловыделения ОЯТ при создании ИС.

В Главе 2 рассмотрены различные приближения, используемые при оценке показателей ядерной безопасности транспортирования ОЯТ. Показано, что переход на перспективные топливные циклы с повышенной глубиной выгорания ядерного топлива и его начального обогащения диктуют необходимость уменьшения консерватизма обоснования ядерной безопасности, возможного, прежде всего, за счет учета изменения изотопного состава исходного ЯТ, то есть с использованием вместо приближения «свежего топлива», не учитывающего изменение изотопного



состава ОЯТ с глубиной выгорания, широко распространенного за рубежом подхода «Burnup credit». Определено, что для задач оценки показателей ядерной безопасности в рамках настоящей работы необходимо и достаточно использование уровня «Только актиниды», и что в рамках этого подхода достаточно учитывать в расчетах изменение нуклидного состава  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  и  $^{242}\text{Pu}$ .

Методы, допущения и алгоритмы расчета скорости потери радиоактивного содержимого из ТУК, определяемой диффузионным массопереносом радиоактивной среды через герметизирующие уплотнения в нормальных и аварийных условиях транспортирования, принимаются в настоящей работе в полном соответствии с методологией, разработанной в ОАО «Головной институт ВНИПИЭТ» [7], и в соответствии с требованиями международного стандарта ISO 12807. В этой части для создания ИС выполнена только разработка соответствующих расчетных модулей.

Автором в Главе 2 показано, что при расчете мощности дозы нейтронного и вторичного гамма- излучений за защитой упаковок «ТУК+ОТВС» в ряде случаев очень важен корректный учет эффекта размножения нейтронов в топливной части упаковок. Формально в задачах расчета поля нейтронов за пределами защитной композиции «ТУК+ОТВС» этот эффект может быть учтен следующим образом:  $\Phi_{\text{детектор}} = \Phi_0 + \Phi_1 + \Phi_2 + \dots$ , где  $\Phi_{\text{детектор}}$  – суммарный (с учетом размножения) поток нейтронов в точке расположения детектора,  $\Phi_0$  – поток нейтронов за счет независимого источника нейтронов (без учета деления),  $\Phi_1, \Phi_2, \dots$  – потоки нейтронов в той же точке за счет нейтронов деления первого, второго и последующих поколений нейтронов, а суммирование производится для бесконечного числа поколений. В задачах на собственные значения размножающих материальных композиций, начиная с определенного члена ряда отношение  $\Phi_{i+1}/\Phi_i$  становится постоянным и равным своему максимальному значению  $K_{\text{эфф}}$ . Учет процесса вынужденного деления ядер нейтронами (т.е. размножения нейтронов) не только в задачах на собственные значения, но и при расчете поля излучения внутри и за защитой предусмотрен расчетными возможностями почти всех ПС, реализующих метод Монте-Карло (в том числе и используемых в работе). Но расчет  $K_{\text{эфф}}$  материальной композиции с делящимися материалами и расчет полей излучения за защитой большой оптической толщины, расположенной между источником нейтронов и детектором для той же композиции (именно к таким системам относятся «ТУК+ОТВС») требуют построения двух существенно различных математических расчетных моделей. Используемые для этих двух моделей методы ускорения сходимости расчетов для всех численных методов существенно различны, а для метода Монте-Карло являются практически взаимоисключающими. Автором показано, что заведомо консервативным способом учета размножения нейтронов при расчете полей нейтронов за защитой материальных композиций «ТУК+ОТВС» является принятие допущения о том, что отношение  $\Phi_{i+1}/\Phi_i$  становится постоянным и равным своему максимальному значению  $K_{\text{эфф}}$ , начиная уже с  $i=0$ , то есть, что  $\Phi_{\text{детектор}} = \Phi_0 / (1 - K_{\text{эфф}})$ , при этом для расчетов  $\Phi_0$  и  $K_{\text{эфф}}$  следует использовать различные математические модели одной и той же композиции.

Выполненные с использованием вышеописанного расчетного инструментария методические исследования автора показали, что поля полной мощности дозы излучения за защитой ТУК-13 (см. рисунок 1) и ТУК-6 (см. рисунок 2) всегда характеризуются несколькими локальными максимумами (для ТУК-109 было установлено, что такой значимой неоднородности поля излучения, как для ТУК-6 и ТУК-13, на его боковой поверхности нет).

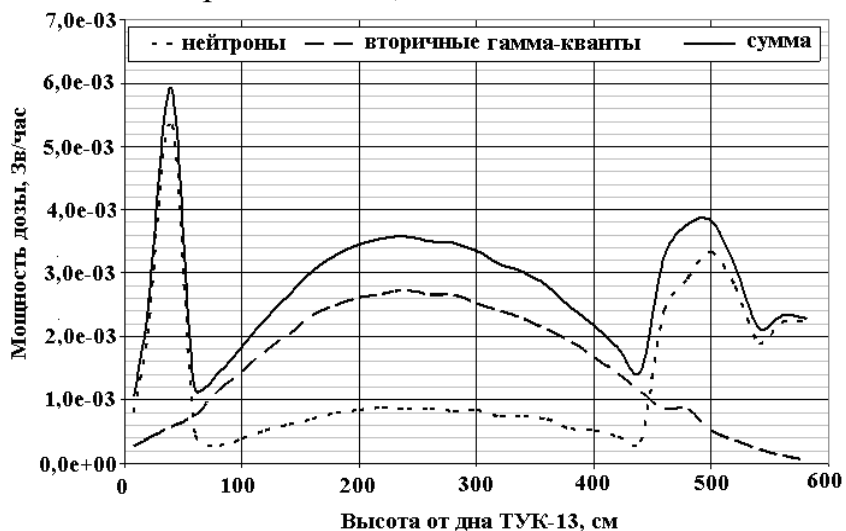


Рисунок 1 – Характерное распределение мощности дозы на боковой поверхности ТУК-13

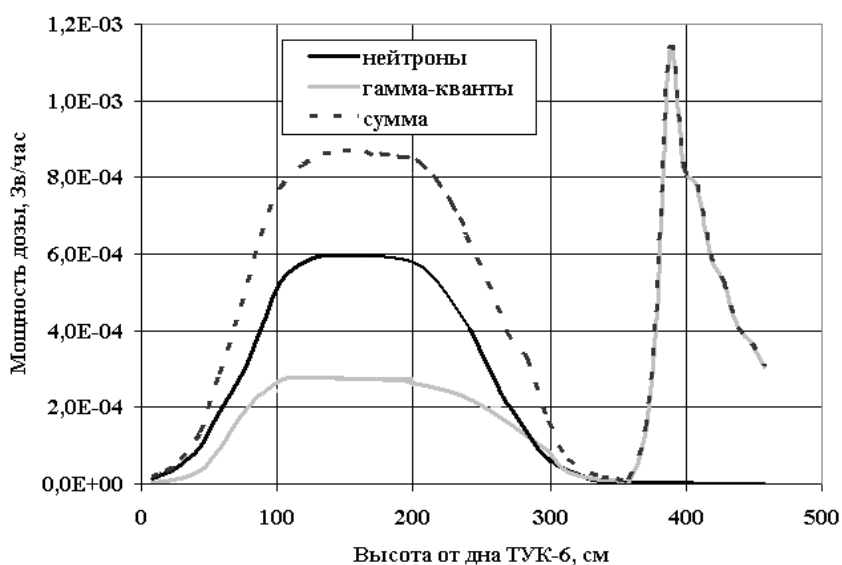


Рисунок 2 – Характерное распределение мощности дозы на боковой поверхности ТУК-6

В настоящей работе для самой сложной из задач – задачи расчета дозовых полей за защитой ТУК в разработанной ИС предложено применить принципиально новый подход – использование предварительно рассчитанных функций 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 функциями Грина, определяемыми вкладами в мощность дозы от единичных источников каждого типа, расположенных в каждом элементе фазового пространства (внутри топливной части ТУК):

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

где  $\dot{H}(\vec{r})$  - мощность дозы в точке  $\vec{r}$  за защитой ТУК;

$q(\Delta\xi_i)$  - величина источника в конечном элементе фазового пространства  $\Delta\xi_i$ ;

$G(\Delta\xi_i, \vec{r})$  - функция Грина элемента фазового пространства  $\Delta\xi_i$ ;

$N$  - полное количество дискретных элементарных областей  $\Delta\xi_i$ , аппроксимирующих (в выбранном приближении) непрерывное множество фазового пространства (в топливной части ТУК) и в своей совокупности тождественное фазовому пространству этой части материальной композиции «ТУК + ОТВС».

Единожды определенный (в результате серии времяемких систематических расчетов) полный набор функций Грина позволяет в дальнейшем определять мощность дозы за защитой ТУК для любой конкретной загрузки с помощью только простых арифметических операций сложения и умножения.

При расчете дозовых полей за защитой ТУК необходимо учитывать неравномерность выгорания топлива, а следовательно, и неравномерность распределения источника по высоте. Поэтому при расчете функций Грина источник излучения задается поочередно в каждом элементе ОТВС. Пример разбиения топливной части ОТВС ВВЭР-1000 на 10 элементов представлен на рисунке 3.

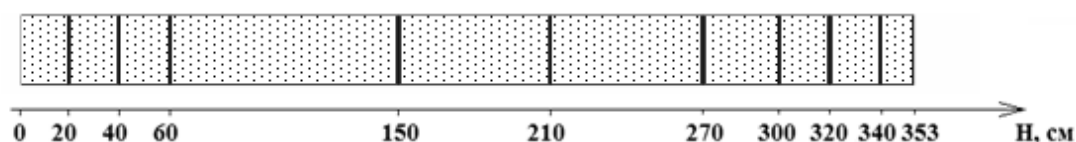


Рисунок 3 - Разбиение топливной части ОТВС по высоте

Одна из важных задач, решаемых ИС – гарантированное нахождение точек в пространстве за защитой упаковки (на ее поверхности, на определенных расстояниях от упаковки и границ транспортного средства), в которых мощность дозы достигает максимальных значений, и расположение которых априори неизвестно. При выполнении обоснования безопасности прямыми расчетами поля

мощности дозы от конкретной загрузки ОТВС максимум можно и не найти. В Главе 2 с использованием известных и наиболее общих закономерностей переноса излучений в средах показано, что для любой произвольной загрузки ТУК ОТВС создаваемое поле мощности дозы – линейная суперпозиция функций Грина – будет характеризоваться вполне определенным количеством локальных максимумов, точки расположения которых известны, и что абсолютный максимум всегда совпадает с одним из локальных.

При обосновании безопасности транспортирования ОТВС в части ограничения допустимого полного остаточного энерговыделения на основании результатов предварительных исследований было определено, что после предварительной выдержки ОТВС более 3-х лет значимый вклад в остаточное тепловыделение вносят всего несколько нуклидов, как то:  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{106}\text{Ru} + ^{106}\text{Rh}$ ,  $^{137}\text{Cs} + ^{137\text{m}}\text{Ba}$ ,  $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ ,  $^{144}\text{Ce} + ^{144}\text{Pr}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Cm}$  и  $^{154}\text{Eu}$ . На рисунке 4 представлены относительные вклады данных радионуклидов в полное энерговыделение отработавшей ТВСА реактора ВВЭР-1000 с глубиной выгорания 68 ГВт·сут/тU в зависимости от времени выдержки. Отметим, что результаты предварительных исследований показали, что для всех перспективных типов ЯТ минимально допустимое время выдержки ОЯТ ВВЭР-1000, при котором уровень остаточного тепловыделения снижается до допустимых для транспортирования в существующих ТУК значений, существенно превышает длительность соответствующих топливных кампаний. Таким образом, при реализации перспективных топливных циклов при ныне существующей системе обращения с ОЯТ неизбежно накопление ОТВС в приреакторных хранилищах АЭС или же вынужденное транспортирование ОТВС с более напряженными характеристиками, что дополнительно подтверждает актуальность создания ИС.

В целом на основании результатов предварительных исследований, представленных в Главе 2, определено, что ИС в целом должна включать предварительно рассчитанные в приближении работы реактора на номинальной мощности (консервативное приближение) данные по зависимости от глубины выгорания вплоть до 70 ГВт·сут/тU концентрации в ОЯТ следующих радионуклидов:  $^3\text{H}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{106}\text{Ru} + ^{106}\text{Rh}$ ,  $^{137}\text{Cs} + ^{137\text{m}}\text{Ba}$ ,  $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ ,  $^{144}\text{Ce} + ^{144}\text{Pr}$ ,  $^{154}\text{Eu}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ . Кроме этого, каждый блок ИС (ТУК-6, ТУК-13 и ТУК-109) должен включать в себя набор функций Грина, рассчитанных для соответствующего пространственного разбиения области источника (топливной части системы «ТУК+ОТВС») для источников излучений, соответствующих единичной активности следующих радионуклидов:  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{106}\text{Ru} + ^{106}\text{Rh}$ ,  $^{137}\text{Cs} + ^{137\text{m}}\text{Ba}$ ,  $^{144}\text{Ce} + ^{144}\text{Pr}$ ,  $^{154}\text{Eu}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ .

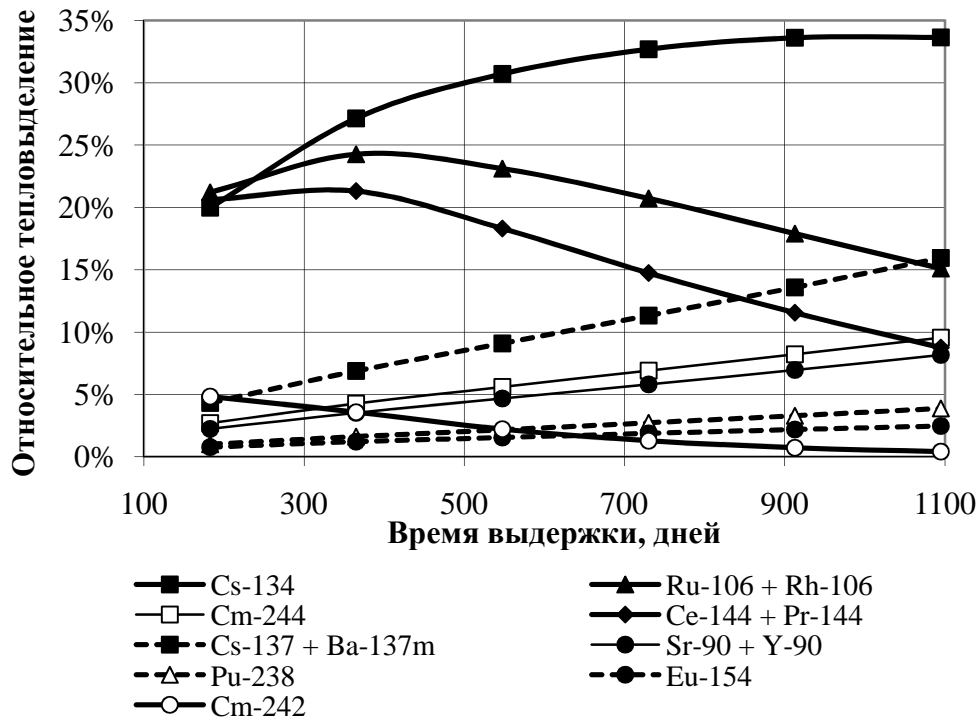


Рисунок 4 - Относительное тепловыделение основных нуклидов в зависимости от времени выдержки для ОТВС реактора ВВЭР-1000

**В третьей главе** изложена методика разработки информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ. Структурная блок-схема разработанной ИС представлена на рисунке 5.



Рисунок 5 - Блок-схема информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ

Для разработки ИС использовалась среда Microsoft Visual Studio 2008 Express, которая представляет собой интегрированную среду разработки (англ. IDE, Integrated Development Environment). IDE является языком программирования третьего поколения (событийный язык программирования), сочетающим процедуры и элементы объектно-ориентированных и компонентно-ориентированных языков программирования (преимущества использования: быстрота разработки, стандартизация внешнего вида программ).

Внутренняя библиотека ИС «Библиотека радиационных характеристик ОЯТ» включает в себя данные по зависимостям концентраций радионуклидов, отвечающих за источник излучения или остаточное тепловыделение, в ОТВС различной номенклатуры от глубины выгорания в форме коэффициентов аппроксимации рассчитанных заранее дискретных значений. В качестве иллюстрации на рисунке 6 представлены кривые, аппроксимирующие рассчитанные значения концентраций основного источника нейтронного излучения в ОТВС ВВЭР-1000 -  $^{244}\text{Cm}$ , в качестве аппроксимирующей функции для которых был принят полином 4-го порядка. С использованием данных о материальном составе и геометрических размерах ОТВС ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000 и транспортно-упаковочных комплектов, используемых для их транспортирования, автором разработаны максимально детализированные расчетные модели ТУК-6 (см. рисунок 7), ТУК-13 и ТУК-109 с использованием всего инструментария программных комплексов SCALE 6 и PSG2/SERPENT.

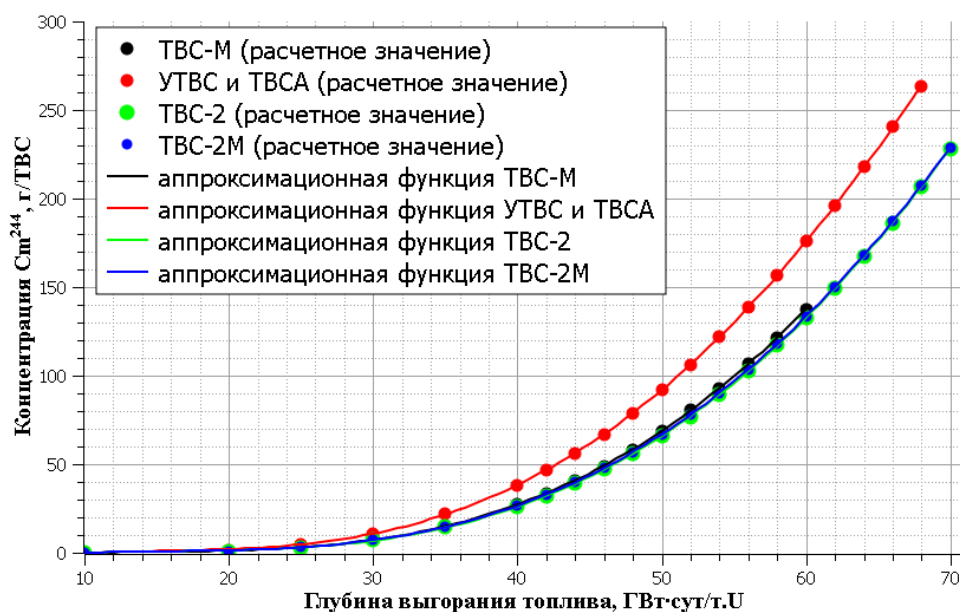
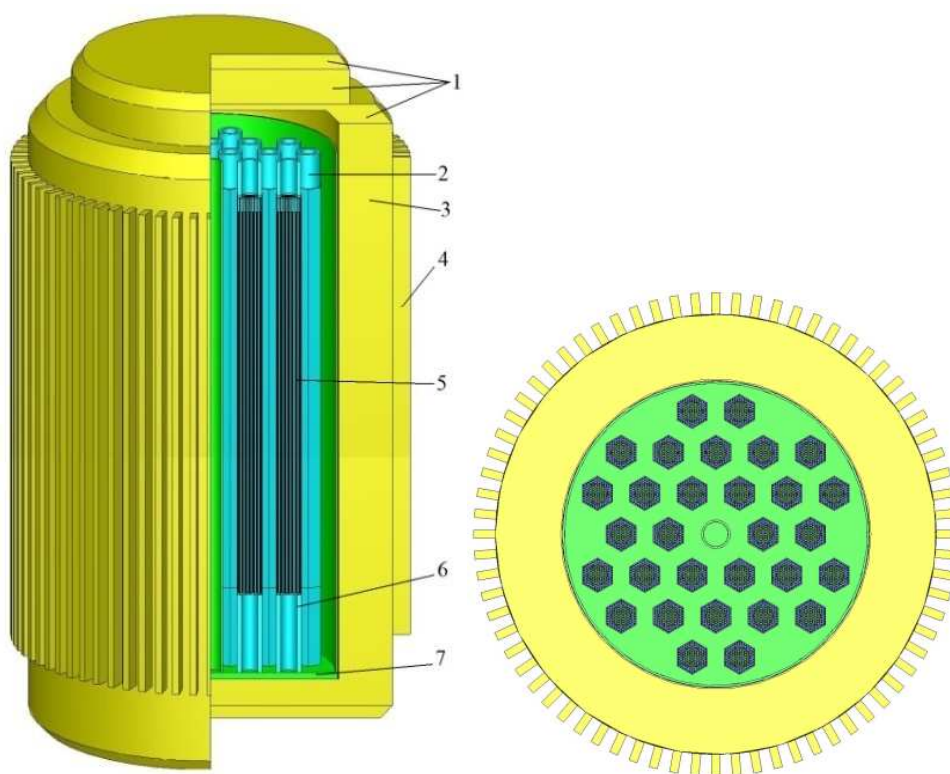


Рисунок 6 - Зависимость концентрации  $^{244}\text{Cm}$  от глубины выгорания топлива ВВЭР-1000



1 – крышка; 2 – головка ТВС; 3 – корпус; 4 – охлаждающие ребра;  
5 – конструкционные материалы ТВС; 6 – хвостовик ТВС; 7- чехол

Рисунок 7 - Расчетная модель загруженного ТУК-6 (вода в контейнере не показана)

**В четвертой главе** приведено описание разработанной ИС поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Она построена по модульному принципу и состоит из трех независимых программ (блоков информационной системы), позволяющих проводить оценки нормируемых показателей для ТУК-6, ТУК-13 и ТУК-109, соответственно, по вводимым известным и/или измеряемым параметрам ОТВС (см. рисунок 8).

В Главе 4 описана последовательность действий для установки блоков ИС на персональном компьютере и представлено описание работы с ней. В качестве примера рассмотрим работу с блоком ИС для получения значений нормируемых показателей безопасности транспортирования ОЯТ ВВЭР-440 в ТУК-6.

Все экранные формы включают активные элементы (см. рисунок 9), в которых задаются необходимые для расчета характеристики, и исполняемый программный код, причем вся последовательность состоит из шести этапов.

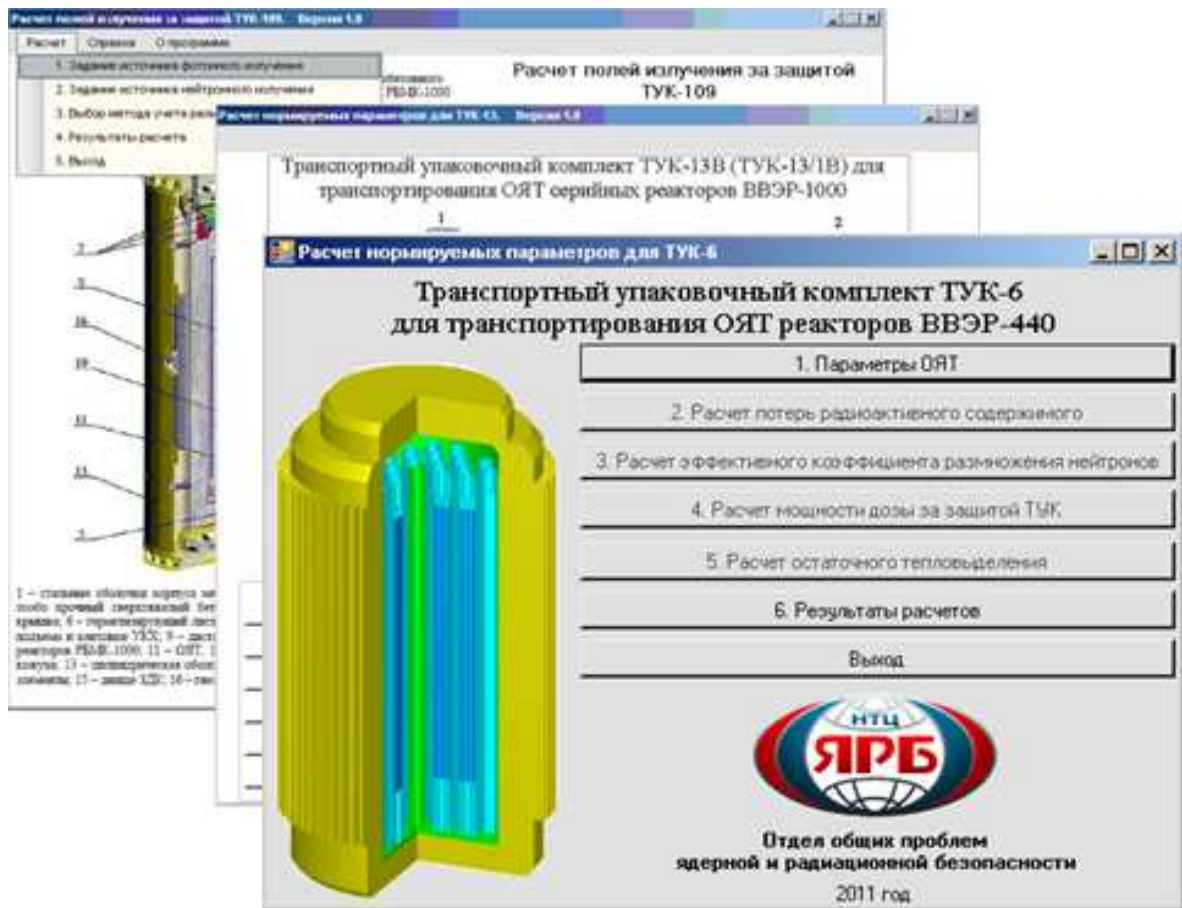
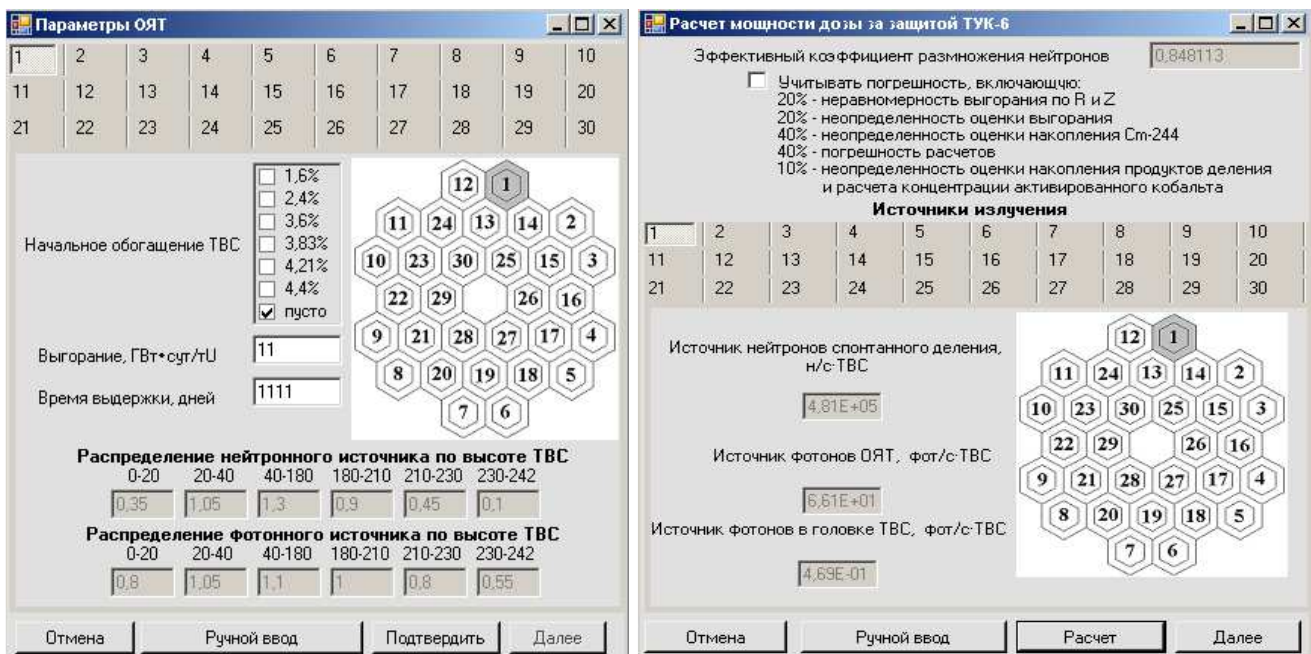


Рисунок 8 - Главный интерфейс информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ



а

б

Рисунок 9 – Меню экранной формы задания параметров ОЯТ (а) и меню экранной формы задания параметров для расчета мощности дозы за защитой ТУК-6 (б)



Рассмотрим этап 1 (основной) - задание известных и/или измеряемых параметров ОЯТ, меню экранной формы представлено на рисунке 9а. На этом первом этапе работы с ИС для каждой ОТВС, загружаемой в ТУК-6, задаются все исходные значения известных и/или измеряемых параметров ОЯТ (значение глубины выгорания, время выдержки), при этом по умолчанию для всех 30 ОТВС уже предлагается предустановленное стандартное распределение нейтронного и фотонного источников по высоте, однако возможна коррекция - «ручной ввод» их произвольного распределения. Если загрузка ТУК-6 не полная, то в отсутствующей ячейке под ОТВС в графе «Начальное обогащение ТВС» необходимо выбрать пункт «пусто». Аналогичные формы предусмотрены для задания исходных данных к последующим этапам расчета: расчет потерь радиоактивного содержимого; расчет эффективного коэффициента размножения нейтронов; расчет мощности дозы за защитой ТУК-6 (см. рисунок 9б); расчет остаточного тепловыделения; вывод результатов.

Из вида экранной формы, представленной на рисунке 9б, ясно, что на этом этапе для каждой ОТВС, загружаемой в ТУК-6, по значениям известных или измеряемых параметров ОТВС, введенным на этапе 1, уже рассчитаны характеристики ОТВС, как источника фотонов и нейтронов (эти характеристики предлагаются в экранной форме по умолчанию). Видно, что для источника нейтронов предоставляется возможность учета размножающих свойств композиции. Однако возможна коррекция специалистом Ростехнадзора, принимающим регулирующие решения, и этих данных («ручной ввод»), если у него есть основания менять значения, рассчитанные в ИС для «стандартных условий» облучения ОТВС в активной зоне реактора (например, если ему известно, что при изготовлении конкретной партии ТВС были использованы стали с пониженным/повышенным содержанием активизируемого  $^{59}\text{Co}$ , или если по существенному расхождению данных по источнику нейтронов, рассчитанных с помощью ИС, с данными, представленными в документах, обосновывающих безопасность транспортирования, он уже обнаружил эту ошибку в документах, и хочет убедиться в отсутствии ошибок в последующей цепочке расчетов).

На этапе «вывод результатов» пользователю предоставляется полная информация о значениях нормируемых показателей безопасности для конкретной комплектации ТУК и результаты сравнения этих значений с ограничивающими их установленными критериями безопасности.

Из изложенного видно, что, с одной стороны, разработанная ИС предоставляет специалистам Ростехнадзора, принимающим регулирующее решение,

максимально «дружественный» интерфейс, минимизирующий вероятность задания ошибочных исходных или промежуточных данных для выполнения расчетов. С другой стороны, она может быть использована и для решения актуальных практических задач, например, когда необходим анализ больших объемов возможных загрузок ТУК с целью выбора оптимальной.

В целях верификации разработанных блоков ИС в Главе 4 представлены результаты сравнения оценок, полученных с помощью ИС, с результатами, полученными посредством прямых расчетов коллективами других авторов, и, частично, с экспериментальными данными. Сравнение показало превышение получаемых с помощью разработанной ИС результатов над расчетными результатами других авторов на 11÷14 %, что объясняется заложенными в программный комплекс консервативными приближениями при оценках источника излучения и при создании расчетных моделей, а так же консервативным учетом погрешностей.

**В заключении** сделан вывод о том, что разработанная информационная система поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ с АЭС на предприятия ядерного топливного цикла позволяет специалистам Ростехнадзора эффективно решать постоянно возникающие задачи оценки достаточности представленных эксплуатирующей организацией полных расчетных обоснований безопасности.

Кроме того, в заключении отмечено, что созданная ИС, обеспечивающая автоматизированные оценки показателей ядерной и радиационной безопасности при транспортировании ОЯТ реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000, предоставляет возможность определения с минимальными временными затратами (методом перебора различных вариантов) оптимальной загрузки ТУК (или партии из нескольких ТУК) с точки зрения распределения дозовых полей за защитой. К тому же, при создании системы практически реализованы принципы, подходы и методы, которые при необходимости можно будет использовать для решения аналогичных задач для других типов транспортных контейнеров (например, для транспортирования ОЯТ исследовательских реакторов или перспективных контейнеров для ОЯТ, таких как ТУК-140) и видов ядерного топлива.

## **ВЫВОДЫ ПО РЕЗУЛЬТАТАМ ИССЛЕДОВАНИЙ**

1. По результатам анализа реализуемой в настоящее время в Российской Федерации технологии транспортирования ОЯТ с АЭС на предприятия ядерного топливного цикла, нормативной правовой базы регулирования безопасности при транспортировании ОЯТ, практики обоснования безопасности и оценки этого

обоснования при регулировании безопасности автором показано, что выполнение оценки упомянутых обоснований безопасности в соответствии с существующей практикой является чрезвычайно трудоемким процессом. С учетом изложенного выше автором показаны необходимость, высокая актуальность и практическая значимость разработки специальной информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ с АЭС на предприятия ядерного топливного цикла.

2. Методом математического моделирования с использованием современного аппарата теории переноса излучений и реализующего его программного обеспечения выполнен расчетный анализ физических закономерностей формирования нормируемых при транспортировании ОЯТ показателей безопасности, их зависимостей от известных и/или измеряемых характеристик ОТВС как существующей номенклатуры, так и разработанных для перспективных топливных циклов АЭС, характеризующихся повышенной глубиной выгорания ОЯТ. Анализ позволил заблаговременно выявить проблемы безопасности, связанные с необходимостью транспортирования ОТВС новых видов ЯТ с повышенной глубиной выгорания и, соответственно, с более напряженными радиационными характеристиками с АЭС на предприятия ядерного топливного цикла в ТУК существующих конструкций, предназначенных изначально для транспортирования ОТВС с менее напряженными характеристиками.

3. Автором обоснован выбор математических методов для выполнения оценок нормируемых показателей безопасности при транспортировании ОЯТ - максимальных значений уровней мощности дозы излучения за защитой ТУК, допустимой потери радиоактивного содержимого из упаковки, эффективного коэффициента размножения нейтронов, тепловой нагрузки на ТУК при нормальных и аварийных условиях транспортирования ОТВС. Выполнена компиляция исходных данных по геометрии и материальному составу ТУК-6, ТУК-13 и ТУК-109, в которых осуществляется транспортирование отработавшего ядерного топлива реакторов типа ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000, соответственно, и разработаны трехмерные расчетные модели вышеперечисленных ТУК.

4. Автором разработана принципиальная концепция и общая методология создания информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ, обоснован выбор методики ее программной реализации.

5. Автором разработаны и внедрены в регулируемую деятельность Ростехнадзора три блока информационной системы поддержки принятия

регулирующих решений при транспортировании ОЯТ в соответствии с разработанной концепцией для каждой из трех композиций: «ТУК-6 + ОТВС ВВЭР-440», «ТУК-13 + ОТВС ВВЭР-1000» и «ТУК-109 + пучки ТВЭЛ ОТВС РБМК-1000», включая предварительно рассчитанные коэффициенты, функции и зависимости.

**Основные результаты исследований опубликованы в следующих работах:**

1. Kuryndina L., Kuryndin A., Stroganov A. Regulatory practices of Radiation Safety of SNF Transportation in Russia // Congress Proceedings. The 12-th congress of the international radiation protection association. - Buenos Aires, Argentina, October 19-24, 2008.
2. Курындин А.В., Строганов А.А., Курындина Л.А. О транспортировании отработавшего ядерного топлива реакторов типа ВВЭР // Ядерная и радиационная безопасность. - 2009. – № 2(52). – С. 16-23. – ISSN 2218-8665.
3. 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. – 2009. – № 3(53). – С. 38-43. – ISSN 2218-8665.
4. Киркин А.М., Курындин А.В., Строганов А.А. Блок проблемно-ориентированной компьютерной системы Ростехнадзора для поддержки принятия решений при транспортировании ОЯТ ВВЭР-1000 // Научная сессия НИЯУ МИФИ-2011. Аннотации докладов. Т. 1. Инновационные ядерные технологии. – М.: НИЯУ МИФИ, 2010. – С. 89.
5. 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. Т. 2.– 2010. - Август (№ 8). - С. 6 – 9.
6. 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. – С. 103-105.

7. Аникин А.Ю., Курындин А.В., Строганов А.А., Курындина Л.А. Сравнение результатов различных методик оценки ядерной безопасности при транспортировании и хранении отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 // Ядерная и радиационная безопасность России. Тематический выпуск. – 2010. – Выпуск 8.– С. 51-61.
8. Киркин А.М., Курындин А.В., Строганов А.А., Курындина Л.А. Особенности формирования полей излучения за защитой УКХ-109, влияющие на радиационную безопасность временного хранения ОЯТ на площадках АЭС // Ядерная и радиационная безопасность России. Тематический выпуск. – 2010. –Выпуск 8. – С. 61-67.
9. Строганов А.А., Курындин А.В., Аникин А.Ю. Анализ соответствия российской и международной нормативной базы по регулированию безопасности при транспортировании радиоактивных материалов и отработавшего ядерного топлива // Ядерная и радиационная безопасность. – 2011. – № 3(61). – С. 23-25. – ISSN 2218-8665.
10. Курындин А.В., Киркин А.М., Строганов А.А. Информационная система поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000 // Ядерная и радиационная безопасность. - 2012. - № 1(63). – С. 9-17. – ISSN 2218-8665.
11. Строганов А.А., Курындин А.В., Киркин А.М., Соколов К.Ю. Использование параллельных вычислений при проведении расчетов в целях выполнения оценок обоснования безопасности при обращении с отработавшим ядерным топливом // Тезисы докладов IV научно-технической конференции молодых ученых и специалистов атомной отрасли «КОМАНДА-2012». Сборник. - Санкт-Петербург: Свое издательство, 2012. – С. 67-68.
12. Киркин А.М., Курындин А.В., Строганов А.А. Блок проблемно-ориентированной компьютерной системы для поддержки принятия решений при транспортировании ОЯТ ВВЭР-1000 // Ядерная физика и инжиниринг. – 2012. – Том 3. - № 5. – С. 430-433. – ISSN 2079-5629.
13. Строганов А.А., Курындин А.В., Аникин А.Ю., Герасимов Д.К., Соколов К.Ю. Верификация программного средства PSG2/SERPENT для расчета Кэф уран-водных систем // Вопросы атомной науки и техники. – Серия Физика ядерных реакторов. - 2012. - № 3. – С. 70-73. – ISSN 0205-4671.
14. Строганов А.А., Курындин А.В., Аникин А.Ю., Герасимов Д.К., Соколов К.Ю. Результаты верификации программного средства PSG2/SERPENT для расчета

- эффективного коэффициента размножения нейтронов уран-водных систем // Ядерная и радиационная безопасность. - 2012. - № 4(66). – С. 8-12. – ISSN 2218-8665.
15. Хамаза А.А., Курындин А. В., Киркин А. М., Строганов А. А. Развитие методологии информационных систем поддержки принятия регулирующих решений в области ядерной и радиационной безопасности // Сборник докладов. АТОМТРАНС-2012. VII Международный ядерный форум «Безопасность ядерных технологий: транспортирование радиоактивных материалов» (Санкт-Петербург, 17-21 сентября 2012 г.). – С. 138-141.
16. Строганов А.А., Курындин А.В., Киркин А.М., Соколов К.Ю. Возможности программного средства PSG2/SERPENT // Нейтроника-2012. Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики. – Программа и тезисы (Обнинск, 30 октября – 2 ноября 2012 г.). – Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ им. А.И. Лейпунского, 2012. – С. 37-39.
17. Строганов А.А., Курындин А.В., Аникин А.Ю., Соколов К.Ю., Герасимов Д.К. Верификация программного средства PSG2/SERPENT для расчета изотопного состава ОЯТ ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 // 8-я международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». Сборник тезисов докладов (Подольск, 28-31 мая 2013 г.). – С. 51-52.
18. Курындин А. В., Киркин А. М., Строганов А. А. Информационная система Ростехнадзора для поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании отработавшего ядерного топлива // Ядерная и радиационная безопасность России. Тематический сборник. - 2013. – Выпуск 14. – С. 114-123.

### **Список цитируемой литературы**

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. Отчет по безопасности перевозок отработавшего ядерного топлива зарубежных АЭС с реакторами ВВЭР-1000. – ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ», 2002. – Инв. № 3274.
4. Regulations for the safe transport of radioactive material: specific safety requirements. – 2012 edition. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2012.

5. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations. – ORNL/TM-2005/39. – Version 6.
6. PSG2/Serpent – a Continuous-energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code// User's Manual/ Jaakko Leppanen. – December 2, 2010.
7. Расчет герметичности контейнера ТК-6 и потери радиоактивного содержимого из упаковки ТУК-6 с отработавшими ТВС ВВЭР-440: отчет. – ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ», 2008. – Уч. № 0977/47-2008.