

**Федеральное бюджетное учреждение
«Научно–технический центр по ядерной и радиационной безопасности»**

На правах рукописи

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»

Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук

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»

Москва

2013 г.

ОГЛАВЛЕНИЕ

Обозначения и сокращения	4
Введение	5
Глава 1. Технология транспортирования ОЯТ и нормативно–правовая база регулирования безопасности данной деятельности	15
1.1 Обзор нормативно–правовой базы регулирования безопасности при транспортировании ОЯТ	15
1.1.1 Требования к обеспечению радиационной безопасности.....	18
1.1.2 Требования к обеспечению ядерной безопасности	19
1.2 Обзор номенклатуры ТВС реакторов ВВЭР–440, ВВЭР–1000 и РБМК–1000.....	21
1.2.1 Номенклатура ТВС реакторов ВВЭР–440	21
1.2.2 Номенклатура ТВС реакторов ВВЭР–1000	24
1.2.3 Номенклатура ТВС реакторов РБМК–1000	26
1.3 Обзор технологии транспортирования ОЯТ ВВЭР–440, ВВЭР–1000 и РБМК–1000.....	28
1.3.1 Транспортирование ОЯТ реакторов ВВЭР–440	28
1.3.2 Транспортирование ОЯТ реакторов ВВЭР–1000	29
1.3.3 Транспортирование ОЯТ реакторов РБМК–1000	31
1.4 Методология и практика обоснования безопасности при транспортировании ОЯТ и оценка обоснования при регулировании безопасности	32
1.5 Выводы по Главе 1.....	40
Глава 2. Методики оценок нормируемых показателей безопасности при транспортировании ОЯТ	42
2.1 Методика расчета функционалов полей излучения.....	42
2.2 Методика оценки показателей ядерной безопасности	50
2.3 Методика оценки показателей радиационной безопасности	52
2.4 Методика оценки потери радиоактивного содержимого	55
2.4.1 Нормальные условия транспортирования	56

2.4.2 Аварийные условия транспортирования	57
2.5 Методика оценки остаточного тепловыделения	59
2.6 Выводы по Главе 2.....	60
Глава 3. Методика разработки информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ	62
3.1 Методика программной реализации информационной системы	63
3.2 Методика аппроксимации результатов систематических расчетов	64
3.3 Особенности расчетных моделей.....	70
3.4 Выводы по Главе 3.....	80
Глава 4. Разработанная информационная система поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ	81
4.1 Установка и запуск блоков информационной системы.....	83
4.2 Работа с информационной системой	84
4.3 Верификация блоков информационной системы.....	90
4.4 Выводы по Главе 4.....	91
Заключение	93
Список использованных источников.....	95

ОБОЗНАЧЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ

АРК	–	аварийная регулирующая кассета
АЭС	–	атомная электростанция
БВ	–	бассейн выдержки
ВВЭР	–	водо–водяной энергетический реактор
ЗДК	–	защитно–демпфирующий кожух
ИС	–	информационная система
$K_{эфф}$	–	эффективный коэффициент размножения нейтронов
МБК	–	металло–бетонный контейнер
НК	–	направляющий канал
ОТВС	–	отработавшая тепловыделяющая сборка
ОЯТ	–	отработавшее ядерное топливо
ПО	–	программное обеспечение
ПС	–	программное средство
ПТ	–	пучок твэлов
РБМК	–	реактор большой мощности канальный
РК	–	рабочая кассета
РУ	–	реакторная установка
СВП	–	стержень выгорающего поглотителя
СЛАУ	–	система линейных алгебраических уравнений
СЦР	–	самоподдерживающаяся цепная реакция деления
ТВС	–	тепловыделяющая сборка
твэг	–	тепловыделяющий элемент с гадолинием
твэл	–	тепловыделяющий элемент
ТК	–	транспортный контейнер
ТУК	–	транспортный упаковочный комплект
УГТ	–	уран–гадолиниевое топливо
ЯТ	–	ядерное топливо
ЯТЦ	–	ядерный топливный цикл

ВВЕДЕНИЕ

При обосновании безопасности межобъектового транспортирования ОЯТ для каждой конкретной загрузки ТУК эксплуатирующей организации необходимо доказать соблюдение установленных в нормативных документах требований безопасности, ограничивающих установленными пределами максимальные значения нормируемых показателей безопасности: уровней мощности дозы на поверхности (за защитой) и на определенных расстояниях от поверхностей упаковки и транспортного средства, тепловой нагрузки на ТУК, допустимой потери радиоактивного содержимого из упаковки, 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 (конструкции ТВС, длины и массы топливного столба, начального обогащения, глубины выгорания, времени выдержки и т. д.) к вышеперечисленным нормируемым показателям безопасности: от расчета пространственного распределения по высоте ОТВС радионуклидного состава ОЯТ, его характеристик, как источника нейтронного и гамма – излучения, до расчета ослабления излучения в защите ТУК и поиска точек на его поверхности и за ее пределами (априори неизвестных), в которых достигается нормируемое максимальное значение суммарной мощности дозы излучения.

Проведение таких расчетов является задачей, хоть и вполне реализуемой при наличии у специалистов достаточных фундаментальных знаний, расчетного инструментария, практического опыта выполнения вышеупомянутых расчетов, но далеко не тривиальной. Накопленный опыт показывает, что не всегда обоснование безопасности транспортирования ОЯТ с энергоблоков АЭС на заводы регенерации выполняется безошибочно, поскольку даже многократно выверенный алгоритм проведения расчетов не позволяет избежать ошибок, связанных с человеческим фактором [1].

Частично вышеописанную проблему позволяет решить действующий в настоящее время отраслевой стандарт ОСТ 95 745–2005 [2]. В нем для ОТВС реакторов ВВЭР–1000 и ВВЭР–440 различной номенклатуры консервативно установлены диапазоны изменения вышеупомянутых измеряемых параметров, при соответствии которым характеристик транспортируемых ОТВС значения нормируемых показателей безопасности заведомо будут удовлетворять всем требованиям нормативных документов. Поэтому проведение трудоемких и сложных расчетов конкретных значений этих нормируемых показателей становится ненужным и обоснование безопасности транспортирования партии ОТВС сводится к простой проверке выполнения соответствия измеряемых характеристик загружаемых в ТУК ОТВС требованиям стандарта ОСТ 95 745–2005 [2].

Однако консервативность подхода, реализованного в [2], с неизбежностью приводит к тому, что даже среди ТВС «традиционной» номенклатуры всегда найдется несколько, параметры которых выходят за пределы допустимых установленных отраслевым стандартом значений. Это приводит к необходимости проведения полного расчетного обоснования безопасности транспортирования ТУК, в составе которых требовалось разместить хотя бы одну такую ОТВС (наряду с ОТВС, удовлетворяющих требованиям ОСТ 95 745–2005 [2]). Частота таких ситуаций год от года увеличивается и перед специалистами Федеральной службы по экологическому, техническому и атомному надзору (далее – Ростехнадзор) постоянно возникает задача оценивать достаточность представленных эксплуатирующей организацией полных расчетных обоснований безопасности.

Интенсивный переход существующих энергоблоков реакторов типа ВВЭР на новые топливные циклы, сопровождается, прежде всего, увеличением начального обогащения и глубины выгорания ядерного топлива [3]. При этом характеристики транспортируемых ОТВС не только приближаются к максимально допустимым отраслевым стандартом

значениям, но и зачастую превышают их, что приведет в ближайшем будущем к необходимости проведения полного расчетного обоснования безопасности транспортирования практически каждой партии ОТВС.

Кроме того, в настоящее время сложилась критическая ситуация и на АЭС с реакторами типа РБМК–1000, связанная с обращением с ОЯТ, которое хранится на площадках атомных станций в «мокрых» хранилищах – бассейнах выдержки. В настоящее время начинает осуществляться межобъектовое транспортирование ОЯТ реакторов РБМК–1000 в сухое хранилище ФГУП «ГХК» в металлобетонных контейнерах ТУК–109 [4, 5]. Внедрение технологии хранения и транспортирования ОЯТ РБМК–1000 в металлобетонных контейнерах также потребует осуществления контроля со стороны регулирующего органа за обеспечением ядерной и радиационной безопасности, в частности – проведения экспертизы представляемых обоснований безопасности.

С учетом изложенного выше ясно, что вероятность появления в этих обоснованиях ошибок, связанных с человеческим фактором [1], становится неприемлемо высокой. Если речь идет о тривиальных «просчетах», то (при наличии достаточной квалификации технических специалистов регулирующего органа и организаций его научно–технической поддержки) они относительно легко выявляются при выполнении экспертизы обоснования безопасности, и это обоснование возвращается эксплуатирующей организации на соответствующую доработку. Значительно более серьезная ситуация складывается при выявлении в обосновании безопасности критических (т. е. ставящих под сомнение собственно положительный вывод этого обоснования) ошибок, оценка значимости которых требует выполнения трудоемких и громоздких численных расчетов. Это, прежде всего, ошибки в определении расположения точек в пространстве вокруг ТУК, в которых достигается нормируемое максимальное значение суммарной мощности дозы излучения.

При этом эксперт, выполняющий оценку обоснования безопасности, на основании качественного анализа должен выявить все недостатки в представленном на экспертизу обосновании, при которых возможно невыполнение установленных в нормативных документах критериев безопасности. Для регулирующего органа в такой ситуации простым и формально правильным консервативным решением является отказ в положительной оценке представленного на экспертизу обоснования безопасности и возвращение его на доработку. Достаточной причиной такого отказа являются достоверно выявленные недостатки или неполнота обоснования, при этом специалисты регулирующего органа не обязаны прямо подтверждать собственными (т.н. «альтернативными») расчетами нарушение установленных требований безопасности.

Однако эксперты могут и сами провести альтернативные расчеты, результаты которых, во-первых, подтвердят или опровергнут предположение о наличии критической ошибки в обосновании, а во-вторых, дадут прямой ответ на вопрос о выполнении или невыполнении установленных в нормативных документах критериев безопасности. Но на выполнение таких альтернативных расчетов может потребоваться от нескольких дней до нескольких недель, что не всегда возможно ввиду, как правило, сжатых сроков проведения экспертизы. Те же проблемы возникнут и у эксплуатирующей организации при доработке обоснования безопасности, а в случае, если расчеты подтвердят, что из-за наличия критической ошибки предложенный вариант загрузки ТУК в отправляемой партии ОТВС действительно не удовлетворяет установленным требованиям безопасности, эти проблемы будут усугублены необходимостью подготовить более оптимальный вариант и выполнить для него новое расчетное обоснование безопасности. Не следует забывать и того, что простое «распараллеливание» полного объема необходимых расчетов между разными группами исполнителей не всегда возможно хотя бы потому, что выполнение их

должно проводиться с использованием легитимно полученных программных средств.

Необходимо отметить, что связанная с требуемой доработкой обоснования безопасности задержка по времени принятия решения регулирующим органом может привести к соответствующей задержке начала выполнения транспортирования ОЯТ. Но если для иных, нежели транспортирование ОЯТ, видов деятельности в области использования атомной энергии эта обоснованная задержка, как правило, объективно приемлема, то для АЭС и предприятия, осуществляющего транспортирование ОЯТ, она создает очень большие проблемы (в том числе в ряде случаев – и для безопасности АЭС). Задержка освобождения приреакторных хранилищ ОЯТ от ОТВС, запланированных к транспортированию, во многих случаях влечет за собой задержку начала выгрузки очередной партии ОТВС из активной зоны остановленной РУ в БВ, иногда – задержку начала новой кампании энергоблока. Эти проблемы для АЭС, как правило, будут усугублены еще и серьезными финансовыми потерями.

Поэтому **актуальной** является задача создания информационной системы поддержки принятия специалистами Ростехнадзора регулирующих решений при транспортировании ОТВС реакторов типа ВВЭР–440, ВВЭР–1000 и РБМК–1000 (ИС), которая позволяла бы максимально быстро, уже на первом этапе проведения экспертизы соответствующих обоснований безопасности выявлять все критические ошибки в расчетах, приводящие к нарушению требований безопасности, и своевременно принимать решение о необходимости доработки представленных эксплуатирующей организацией обоснований.

Целью настоящей диссертационной работы являлось создание специального программного средства 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, 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 АЭС на предприятия ядерного топливного цикла и реализуемой в настоящее время технологии транспортирования;

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

3) выполнить компиляцию исходных данных по геометрии и материальному составу ТУК–6, ТУК–13 и ТУК–109, в которых осуществляется транспортирование ОЯТ реакторов типа ВВЭР–440, ВВЭР–1000 и РБМК–1000, соответственно;

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

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».

Решению первых трех из вышеприведенных задач посвящена Глава 1 настоящей работы. В ней же сформулированы предложенный автором принципиально новый подход к осуществлению поддержки регулирующего органа применительно к оценке обоснований безопасности транспортирования ОЯТ и основы концепции создания ИС, позволяющей реализовать этот подход.

В Главе 2 представлены и обоснованы методики оценок показателей безопасности при транспортировании ОЯТ, таким образом, решена четвертая из поставленных задач.

В Главе 3 представлены концепция и методология создания информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ (задача пять), представлены разработанные

расчетные модели (задача шесть), определены «архитектура» ИС и методика программной реализации ИС (задача семь). В Главе 4 описана разработанная информационная система (задача восемь).

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. Предложенные автором концепция и методология информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при оценке обоснований безопасности транспортирования ОЯТ, основанные 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, являются принципиально новыми для оценки обоснования 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 невыявления ошибок, связанных с человеческим фактором.

2. Информационная система, 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).

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, предназначенных 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.

ГЛАВА 1. ТЕХНОЛОГИЯ ТРАНСПОРТИРОВАНИЯ ОЯТ И НОРМАТИВНО–ПРАВОВАЯ БАЗА РЕГУЛИРОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ДАННОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ

1.1 Обзор нормативно–правовой базы регулирования безопасности при транспортировании ОЯТ

Деятельность в области использования атомной энергии по обращению с радиоактивными веществами и ядерными материалами, в том числе – связанная с транспортированием отработавшего ядерного топлива, регулируется в Российской Федерации в основном следующими федеральными законами:

- Федеральный закон от 21.11.1995 N 170–ФЗ «Об использовании атомной энергии» [6];
- Федеральный закон от 10.01.2002 N 7–ФЗ «Об охране окружающей среды» [7];
- Федеральный закон от 09.01.1996 N 3–ФЗ «О радиационной безопасности» [8].

Безопасность транспортирования радиоактивных материалов обеспечивается системой государственного регулирования в области транспортирования, основанной на:

- обязательном лицензировании предприятий, осуществляющих отправку и приемку РМ и ЯМ, и перевозчиков;
- системе оформления сертификатов–разрешений на упаковки и перевозки, системе предупреждения аварий;
- сопровождении и охране транспортных средств и грузов, системе учета и контроля, системах безопасности на самих транспортных средствах.

Основным нормативным документом, регламентирующим безопасность транспортирования радиоактивных материалов в Российской Федерации, являются «Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов» НП–053–04 [9].

Требования НП–053–04 к грузу и условиям осуществления транспортирования основываются на следующих основных положениях, отраженных в разделе 1.2 [9] и перечисленных ниже:

- ограничение уровней излучения от упаковок и транспортных средств, радиоактивного загрязнения их поверхностей и выхода радиоактивного содержимого из упаковок;
- ограничение количества и радионуклидного состава транспортируемого в одной упаковке радиоактивного содержимого в зависимости от способности упаковки обеспечивать в заданных пределах герметичность и радиационную защиту при различных условиях перевозки и способности радиоактивного содержимого к рассеянию;
- ограничение количества делящегося ЯМ в упаковке и (или) установление требований к исключению условий возникновения самоподдерживающейся цепной реакции деления при транспортировании ЯМ;
- использование упаковочных комплектов, безопасность эксплуатации которых обеспечивается за счет конструкции упаковочного комплекта при минимальном объеме специальных организационно–технических мероприятий, проводимых при транспортировании;
- ограничение количества упаковок, перевозимых на одном транспортном средстве, исходя из степени их радиационной опасности и опасности возникновения СЦР;
- наличие российского сертификата (сертификата–разрешения) на конструкцию упаковки, сертификата (сертификата–разрешения) на перевозки и других сертификатов (сертификатов–разрешений) в случаях, предусмотренных [9].

При транспортировании РВ и ЯМ радиационная безопасность должна обеспечиваться таким образом, чтобы величины индивидуальных доз, коллективных доз и вероятность облучения удерживались на разумно

достижимом низком уровне, а дозы индивидуального облучения не превышали соответствующих установленных пределов. Грузоотправитель, грузополучатель и перевозчик груза обязаны осуществлять мероприятия по предупреждению транспортных происшествий и аварий и по ликвидации их последствий в соответствии с требованиями [9] и правил перевозки грузов (опасных грузов), действующих на различных видах транспорта.

В части международных требований безопасности в области транспортирования РВ и ЯМ, следует отметить, что в связи с большими объемами перевозок и серьезной потенциальной опасностью радиоактивных материалов более 50 лет назад мировое сообщество признало необходимость создания общих унифицированных требований по обеспечению безопасности при транспортировании радиоактивных материалов [10]. Такие требования были сформулированы в разработанных МАГАТЭ стандартах, а использование этих стандартов в качестве основы при создании национальных норм по транспортированию радиоактивных материалов позволило в существенной степени гармонизировать требования разных стран к обеспечению безопасности при транспортировании радиоактивных материалов. При этом при разработке основного нормативного документа, регламентирующего безопасность транспортирования радиоактивных материалов в Российской Федерации НП–053–04 [9], был применен именно такой подход. В качестве основы при разработке [9] был использован документ МАГАТЭ TS–R–1 [11].

Однако следует отметить, что с 2000 г. TS–R–1 переиздавался трижды: 4 августа 2004 г., 16 сентября 2005 г. и 5 мая 2009 г. В августе 2009 г. была начата работа по очередному пересмотру этого документа, который в настоящее время введен в действие.

В связи с тем, что при разработке новых норм безопасности МАГАТЭ используется не революционный, а эволюционный подход, при котором новый документ представляет собой откорректированную версию предыдущего, основные принципы и требования по обеспечению

безопасности в целом сохраняются неизменными и соответствуют принятым в Российской Федерации [12]. Поэтому далее в настоящей работе проведен подробный анализ требований, установленных в отечественных нормативных документах.

1.1.1 Требования к обеспечению радиационной безопасности

Требования по радиационной безопасности при транспортировании ОЯТ определяются «Правилами безопасности при транспортировании радиоактивных материалов» НП–053–04 [9] и «Санитарными правилами по радиационной безопасности персонала и населения при транспортировании радиоактивных материалов (веществ)» [13].

В соответствии с [9], [13] в части радиационной безопасности в нормальных условиях транспортирования для упаковки типа «В(U)» на условиях исключительного использования устанавливаются следующие требования:

- ограничение уровней излучения на поверхности упаковки величиной 10 мЗв/ч;
- ограничение уровней излучения на поверхности транспортного средства величиной 2 мЗв/ч;
- ограничение уровней излучения на расстоянии 2 м от вертикальных поверхностей, ограничивающих транспортное средство с упаковками, величиной 0,1 мЗв/ч.

В аварийных условиях, в соответствии с требованиями Правил [4] уровень излучения на расстоянии 1 м от поверхности упаковки не должен превышать 10 мЗв/ч.

Облучение персонала при обращении с упаковками в соответствии с требованиями НРБ–99/2009 [14] должно быть ограничено величиной установленного предела дозы, равного 20 мЗв/год (с учетом возможного профессионального облучения персонала от других источников).

В соответствии с требованиями НП–053–04 [9], потери радиоактивного содержимого из упаковки типа «В(U)» не должны превышать:

- $A_2 \cdot 10^{-6}$ в час для нормальных условий транспортирования;
- A_2 за неделю для аварийных условий ($10A_2$ за неделю для аварийных условий для ^{85}Kr).

Величины A_2 – пределы теряемой активности для значимых радионуклидов – приведены в Приложении 1 к [9].

1.1.2 Требования к обеспечению ядерной безопасности

Основным принципом обеспечения безопасности при транспортировании делящихся материалов согласно п. 1.2.1.3 НП–053–04 [9] является ограничение количества делящегося ядерного материала в упаковке и/или установление требований к исключению условий возникновения СЦР при транспортировании таких материалов.

Конкретные требования к упаковкам с делящимися материалами и анализу ядерной безопасности этих упаковок представлены в разделе 2.12 НП–053–04 [9]. В соответствии с требованиями п. 2.12.4 [9], эффективный коэффициент размножения $K_{\text{эфф}}$ отдельной упаковки не должен превышать 0,95 в нормальных и аварийных условиях транспортирования. В п. 2.12.7 [9] помимо прочих требований, предъявляемых к анализу ядерной безопасности отдельной изолированной упаковки и системы упаковок, указано на необходимость:

- рассматривать все упаковки на транспортном средстве расположенными вплотную друг к другу настолько близко, насколько позволяет их конструкция с учетом деформации в нормальных и аварийных условиях и насколько это приводит к максимальному $K_{\text{эфф}}$;
- учитывать такое количество, распределение и плотность замедлителя нейтронов (в частности, воды), находящегося в упаковке и между упаковками в аварийных условиях, которые приводят к максимальному $K_{\text{эфф}}$ (при этом следует предполагать для отдельной изолированной упаковки, что вода может проникнуть во все свободное пространство упаковки или вытечь из нее, включая пространство внутри системы герметизации; допускается

предполагать отсутствие протечки или утечки воды для определенных свободных объемов, если они имеют ряд высоконадежных барьеров, каждый из которых остается водонепроницаемым в условиях, когда упаковка подвергается испытаниям, указанным в п. 2.12.12 [9], если во время изготовления, обслуживания и ремонта упаковочных комплектов обеспечивается высокая степень контроля качества, а перед каждой перевозкой проводятся испытания для проверки уплотнения каждой упаковки);

- рассматривать облученное ядерное топливо как свежее, если $K_{эфф}$ при выгорании уменьшается, и как облученное до величины, соответствующей максимальному $K_{эфф}$, если $K_{эфф}$ при выгорании увеличивается (при этом допускается использовать глубину выгорания как параметр ядерной безопасности, если глубина выгорания измеряется инструментально с помощью специальных установок, запись о чем должна быть внесена в сертификат–разрешение на конструкцию упаковки);
- не учитывать в расчетах наличие поглощающих элементов в тепловыделяющих сборках ядерных реакторов или упаковках, если не доказано, что их функции сохраняются в заданных пределах в нормальных и аварийных условиях перевозки;
- определять и рассматривать конфигурацию делящегося ядерного материала и других элементов упаковки, которая приводит к наибольшему $K_{эфф}$ и которая может иметь место в нормальных и аварийных условиях перевозки;
- консервативно учитывать погрешность методик расчета, вносить соответствующие поправки;
- консервативно учитывать допуски на размеры при изготовлении и эксплуатации упаковок;
- учитывать возможные повреждения упаковки при моделировании нормальных и аварийных условий перевозки, приводящие к

увеличению $K_{эф}$, с учетом распространения этих повреждений на все упаковки группы.

1.2 Обзор номенклатуры ТВС реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000

1.2.1 Номенклатура ТВС реакторов ВВЭР-440

В настоящее время в России и за рубежом эксплуатируются энергоблоки с реакторами типа ВВЭР-440 первого (проекты В-189, В-230 и В-270) и второго (проект В-213) поколений, первоначально спроектированных для реализации трехгодичных топливных циклов. В таблице 1 приведен перечень действующих в России АЭС с реакторными установками ВВЭР-440 [15].

Таблица 1 – Действующие в России АЭС с реакторными установками ВВЭР-440

АЭС		Количество блоков
название	проект	
Кольская	В-230	2
	В-213	2
Нововоронежская	В-189	2

Активная зона ВВЭР-440 комплектуется кассетами рабочими и кассетами АРК. Штатная тепловыделяющая сборка (рабочая кассета) реактора ВВЭР-440 (рисунок 1) состоит из пучка твэлов, головки, хвостовика (концевых деталей) и чехловой трубы [16]. Твэлы в пучке располагаются по треугольной решетке с шагом $12 \pm 0,15$ мм и объединены между собой дистанционирующими решетками, механически закрепленными на центральной трубе, и нижней опорной решеткой, закрепленной на хвостовике. Верхняя дистанционирующая решетка имеет широкий обод, посредством которого верхняя часть пучка центрируется в верхней части чехловой трубы специально для данной цели предназначенными выступами в шестигранной трубе. Нижняя опорная решетка приваривается к хвостовику, предназначенному для установки ТВС в днище корзины реактора. Головка

ТВС жестко по шестигранной поверхности соединена с чехловой трубой. К нижнему торцу головки крепится защитная решетка.

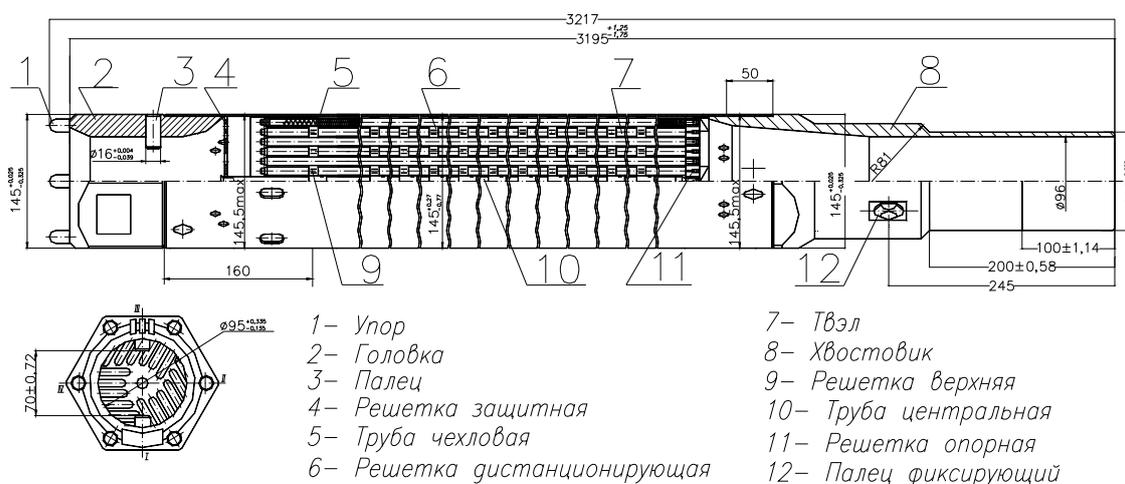


Рисунок 1 – Штатная тепловыделяющая сборка (рабочая кассета) реактора ВВЭР–440

Практически все реакторы ВВЭР–440 первого поколения могут быть модифицированы под четырех– и пятилетние топливные циклы с существенно большими глубинами выгорания ЯТ. Для РУ типа ВВЭР–440 второго поколения, например, 3–го и 4–го энергоблоков Кольской АЭС, разработаны и уже реализуются пятилетние топливные циклы с ТВС второго поколения, рассчитанные на достижение средней глубины выгорания ЯТ до 48,91 ГВт·сут/тU. Также для этих реакторов идет разработка шестилетних топливных циклов с ТВС второго поколения, рассчитанных на достижение средней глубины выгорания ЯТ до 56,47 ГВт·сут/тU.

Совершенствование топливных циклов ВВЭР–440 с использованием ЯТ на основе диоксида урана осуществляется по пути увеличения полного количества перегрузок топлива одной топливной загрузки (с повышением глубины его выгорания), а также за счет модернизации кассет, обеспечивающей увеличение водо–уранового отношения и снижение потери нейтронов за счет их поглощения материалами активной зоны.

Условием формирования топливных циклов с повышенным числом перегрузок является выполнение проектных требований теплотехнической надежности активной зоны в переходных и аварийных режимах. Практика

физических расчетов [17] показывает, что эти требования выполняются за счет оптимизации расстановки кассет в активной зоне. Использование кассет с профилированием обогащения по сечению кассет позволяет создать дополнительные теплотехнические запасы и обеспечивает возможность для формирования топливных компоновок активной зоны с уменьшенной утечкой нейтронов.

Кассеты второго поколения характеризуются:

- увеличенной за счет удлинения топливного столба топливной загрузкой (загрузка диоксида урана в рабочей кассете повышена примерно на 7 кг);
- улучшенным за счет увеличения шага расположения ТВЭлов в пучке с 12,2 до 12,3 мм и снижения наружного диаметра ТВЭла с 9,1 до 9,07 мм водо–урановым соотношением;
- уменьшенным паразитным поглощением нейтронов за счет уменьшения содержания гафния в циркониевых материалах с 0,05 до 0,01 % и уменьшения количества циркония при переходе на чехол ТВС кассеты АРК с уменьшенной толщиной 1,5 мм (масса циркония в активной зоне снижена на 199,8 кг);
- повышенной виброустойчивостью.

В настоящее время идет разработка и внедрение в эксплуатацию бесчехловых ТВС ВВЭР–440 третьего поколения РК–3 с увеличенной загрузкой урана, позволяющего увеличить энерговыработку и время работы ТВС в реакторе до 7 лет. В конструкции РК–3 за счет применения уголковых элементов в каркасе, введения водяных каналов и увеличения шага расположения ТВЭлов в пучке до 12,6 мм улучшено водоурановое соотношение. Технический проект РК–3 разработан в 2007 году. Ожидаемый эффект от его внедрения — повышение эффективности использования топлива примерно на 10%. Проектная максимальная (по кассетам) глубина выгорания для РК–3 составляет 62,6 ГВт·сут/тU [18].

1.2.2 Номенклатура ТВС реакторов ВВЭР–1000

В настоящее время в России и за рубежом эксплуатируется энергоблоки с реактором типа ВВЭР–1000 проектов В–187, В–302, В–320, В–338, В–392Б, В–412, В–428, В–446, В–466.

В таблице 2 приведен перечень действующих в настоящее время в России АЭС с реакторными установками ВВЭР–1000.

Таблица 2 – Действующие в России АЭС с реакторными установками ВВЭР–1000

АЭС		Количество блоков
название	проект	
Калининская	В–338	2
	В–320	2
Нововоронежская	В–187	1
Балаковская	В–320	4
Ростовская	В–320	2

Активная зона реакторов ВВЭР–1000 сформирована из 163 бесчехловых кассет, за исключением реактора пятого блока Нововоронежской АЭС, активная зона которого состоит из 151 чехловой ТВС [19].

ТВС реактора ВВЭР–1000 состоит из головки, хвостовика (концевых деталей) и центральной части. Головка предназначена для сцепления ТВС с устройствами системы перегрузки при загрузке и выгрузке ТВС. Хвостовик обеспечивает установку ТВС в реакторе, а также организует тракт для подачи теплоносителя, охлаждающего твэлы. Между концевыми деталями размещается пучок из 312 твэлов/твэгов, 18 направляющих каналов и одной центральной трубы. НК предназначены для поглощающих стержней или стержней с выгорающим поглотителем. ТВС может иметь профилирование одним или несколькими сортами твэл пониженного (по сравнению с основным) обогащения.

В процессе совершенствования ТВС реактора ВВЭР–1000, направленного прежде всего на улучшение эксплуатационных характеристик ТВС, были разработаны несколько типов конструкции ТВС (см. табл. 3) [20].

Таблица 3 – Хронология внедрения ТВС различной конструкции

Внедрение, год	до 1997	1998	1998	2003	2006	2008	2010
Тип ТВС	ТВС (ТВС–М)	УТВС	ТВСА	ТВС–2	ТВСА–АЛЬФА	ТВС–2М	ТВСА–ПЛЮС
Тип поглотителя	СВП	УГТ					
Среднее обогащение топлива подпитки, % по ^{235}U	4,31	3,77	4,4	4,26	4,6	4,88	4,88
Количество ТВС подпитки, шт.	54	48	42	54	36	60–66	60–66
Выгорание топлива, ГВт·сут/тU	49	49	55	55	68	68	68
Топливный цикл	3–х годичный	3–х годичный	4 по 320 дней	3 по 350 дней	5 по 320 дней	3 по 510 дней	3 по 510 дней

Сейчас насчитывается 6 основных вариантов конструкции ТВС ВВЭР–1000 (рисунок 2):

- ТВС ВВЭР–1000 проекта В–187;
- Серийная ТВС ВВЭР–1000 (ТВС–М);
- Усовершенствованная ТВС (УТВС);
- Альтернативная ТВС (ТВСА);
- ТВС–2;
- ТВС–2М.

Полная номенклатура ТВС реакторов ВВЭР–1000 достаточно объемна и в полной мере представлена в работе [21].

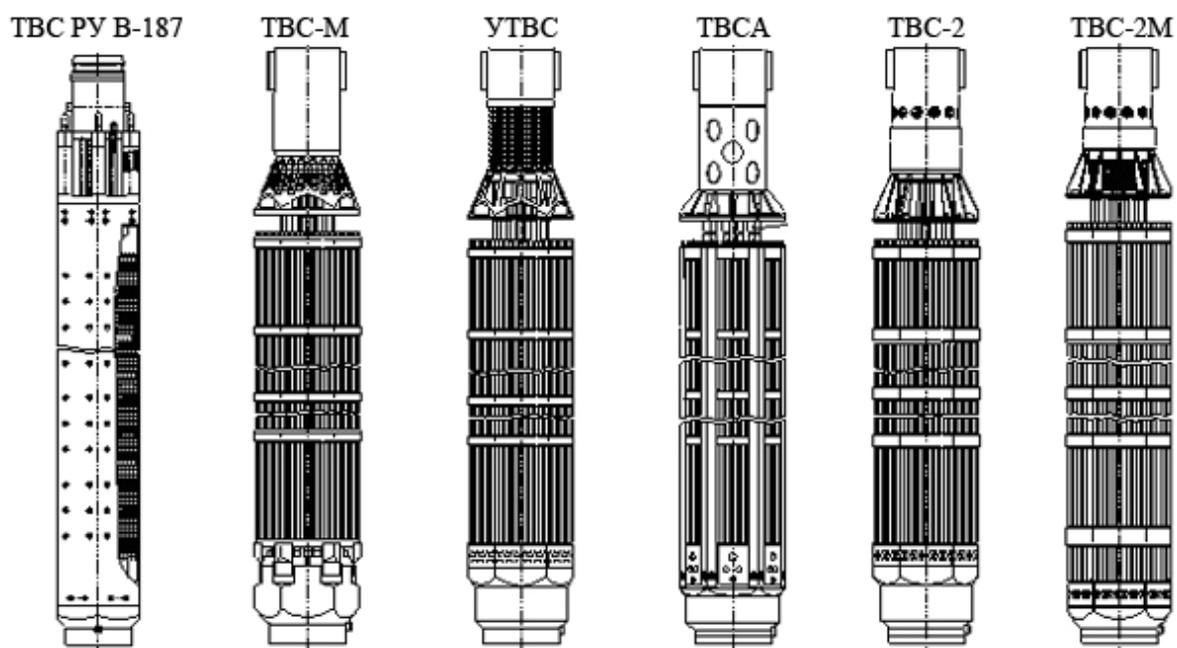


Рисунок 2 – Основные виды конструкции ТВС ВВЭР–1000

1.2.3 Номенклатура ТВС реакторов РБМК–1000

В настоящее время в России эксплуатируются 11 энергоблоков с реакторами типа РБМК–1000 (см. табл. 4).

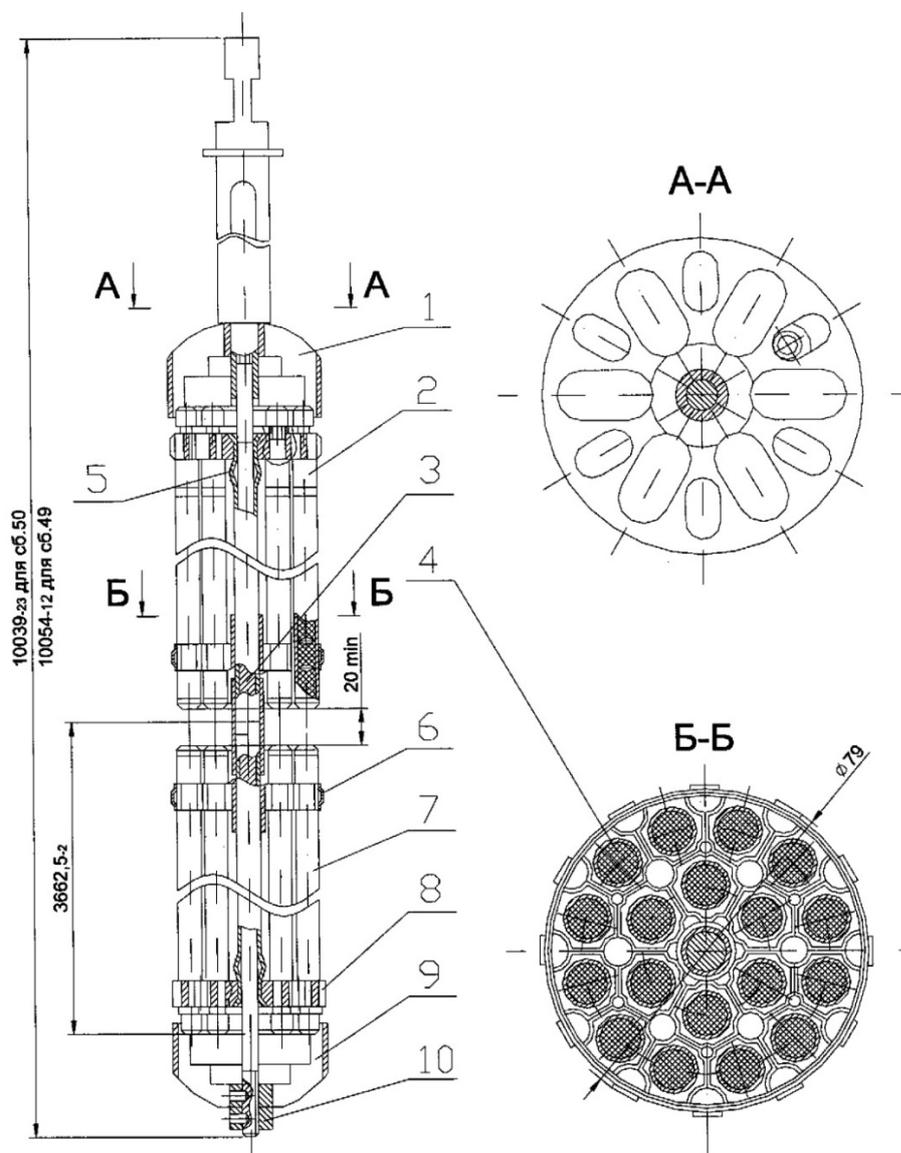
Таблица 4 – Действующие в России АЭС с реакторными установками РБМК–1000

Название АЭС	Количество блоков
Курская АЭС	4
Ленинградская АЭС	4
Смоленская АЭС	3

Активная зона реакторов РБМК–1000 представляет собой графитовую кладку, состоящую из 2488 вертикальных колонн сечением 250×250 мм и высотой 8 м, установленных в реакторном пространстве, и размещенных в них технологических каналов (предназначенных для размещения тепловыделяющих сборок), каналов системы управления и защиты (для размещения органов системы управления и защиты реактора, датчиков контроля энерговыделения и ионизационных камер) и каналов охлаждения отражателя [22].

Тепловыделяющая сборка реактора РБМК–1000 состоит из верхнего пучка ТВЭЛов, нижнего пучка ТВЭЛов, центральной трубы или центрального

стержня, направляющих концевых деталей (хвостовиков), крепежной гайки, центральной втулки. Конструкция ТВС РБМК–1000 представлена на рисунке 3.



- 1 – хвостовик; 2 – верхний ПТ; 3 – несущий стержень (или труба); 4 – твэл;
 5 – труба центральная; 6 – решетка дистанционирующая; 7 – нижний ПТ;
 8 – решетка концевая; 9 – наконечник; 10 – гайка.

Рисунок 3 – Конструкция ТВС РБМК–1000

Номенклатура ТВС РБМК–1000, за исключением экспериментальных ТВС с обогащением 3,6 %, представлена в таблице 5.

Таблица 5 – Основные отличительные характеристики различных типов ТВС РБМК–1000

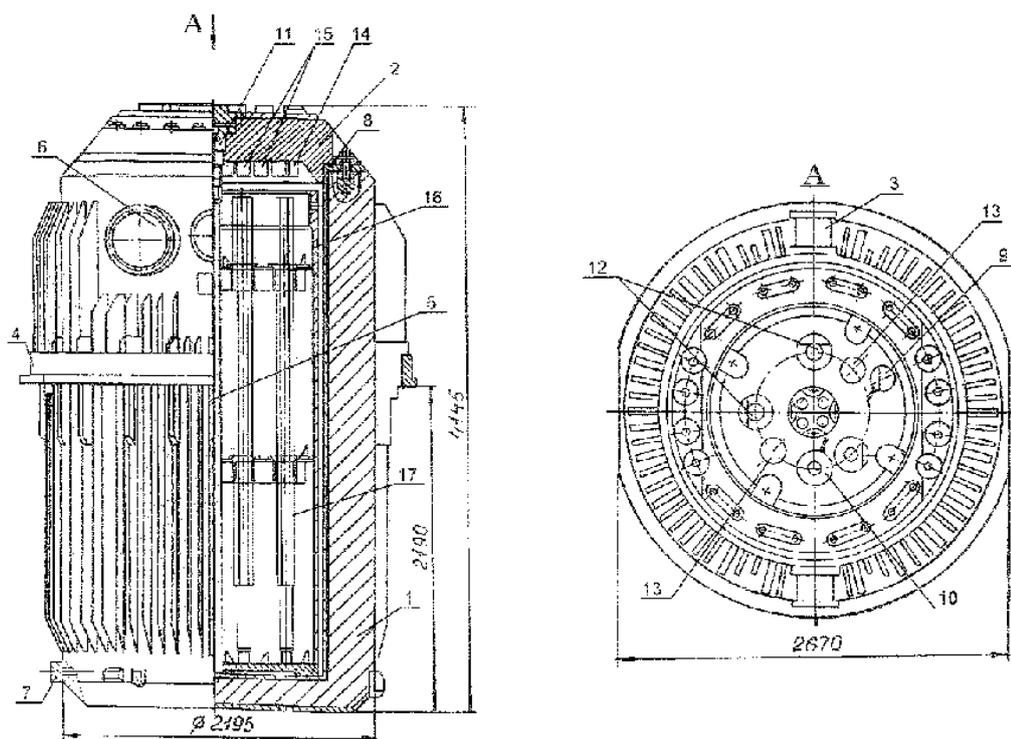
Наименование параметра	Урановое топливо			Уран–эргиевое топливо		
	1,8	2,0	2,4	2,6	2,8	3,2+2,5
Внутренний диаметр оболочки ТВЭЛ, мм	11,7 ^{+0,1}					
Диаметр центрального отверстия топливной таблетки, мм	–	–	–	1,9 ^{+0,3}	1,9 ^{+0,3}	1,9 ^{+0,3}
Масса урана в ТВС, кг	114,7 ^{±1,6}	114,7 ^{±1,6}	114,7 ^{±1,6}	112,8 ^{±1,6}	112,6 ^{±1,6}	112,6 ^{±1,6}
Обогащение урана, %	1,8	2,0	2,4 ^{±0,03}	2,6 ^{±0,05}	2,8 ^{±0,05}	3,2 – в центральной части ТВС; 2,5 – на периферии
Массовое содержание эргия, %	–	–	–	0,41 ^{±0,04}	0,6 ^{±0,04}	0,7 – в центральной части ТВС; 0,3 – на периферии
Максимальная глубина выгорания, МВт·сут/кгU	< 20	< 20	20,9	29,6	34,5	< 40

1.3 Обзор технологии транспортирования ОЯТ ВВЭР–440, ВВЭР–1000 и РБМК–1000

1.3.1 Транспортирование ОЯТ реакторов ВВЭР–440

Транспортирование ОЯТ реакторов ВВЭР–440 на завод регенерации ФГУП «ПО «Маяк» осуществляется в водозаполненном ТУК–6, состоящем из транспортного контейнера ТК–6 (рисунок 4) и чехла неплотного тип 12 [23]. Транспортный контейнер ТК–6 представляет собой толстостенный стальной цилиндрический стакан (корпус контейнера) с устанавливающейся сверху на уплотнительную прокладку крышкой.

Чехол неплотный тип 12 предназначен для обращения с группой ТВС реактора ВВЭР–440 (хранение, перемещение, загрузка и транспортирование в составе ТУК) и представляет собой блок из обечайки, поперечных диафрагм и днища, объединенных в единую конструкцию с центральной трубой, которая имеет устройство под захват. В диафрагмах имеются 30 отверстий для установки соответствующего количества ТВС. ТВС располагаются в чехле в узлах правильной треугольной решетки с шагом 225 мм.



- 1 – корпус; 2 – крышка; 3 – цапфа; 4 – опорное кольцо; 5 – направляющая планка; 6 – переливное устройство; 7 – сливное устройство; 8 – уплотнительная прокладка крышки; 9 – термометр сопротивления; 10 – манометр; 11 – устройство понижения уровня воды; 12,13 – пробка; 14 – сжигатель; 15 – крешер; 16 – чехол; 17 – сборка тепловыделяющая.

Рисунок 4 – Транспортный контейнер ТК–6

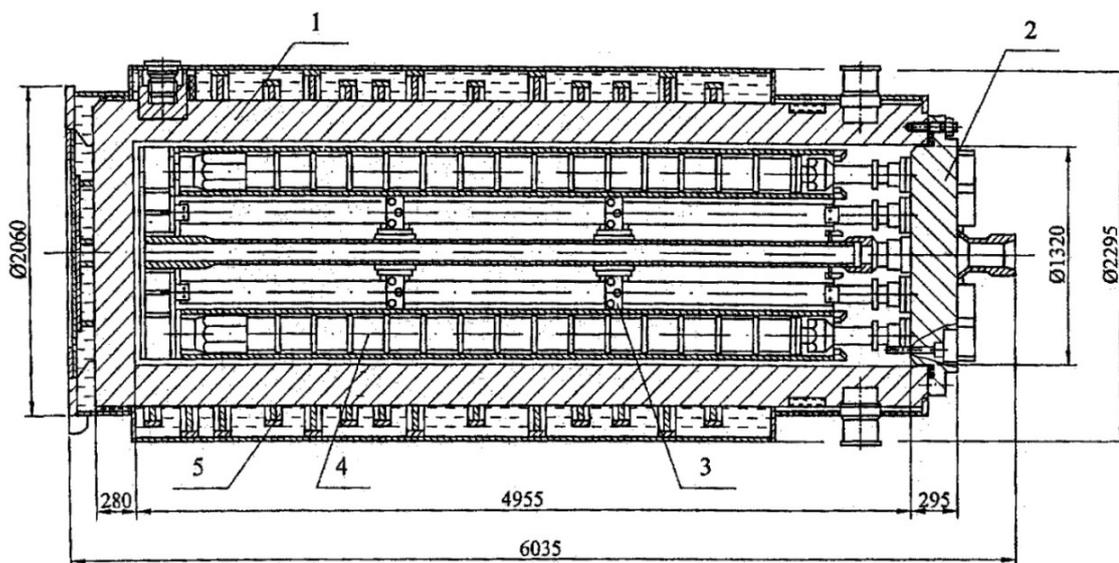
1.3.2 Транспортирование ОЯТ реакторов ВВЭР–1000

Транспортирование ОЯТ серийных реакторов ВВЭР–1000 с АЭС в хранилище ХОТ–1 ФГУП «ГХК» осуществляется с использованием транспортных упаковочных комплектов ТУК–13В и ТУК–13/1В.

В состав транспортных упаковочных комплектов ТУК–13В и ТУК–13/1В (далее ТУК–13) входит контейнер 13 или контейнер 13/1 и чехол 37 (см. рисунок 5) [24, 25].

Оба контейнера имеют одинаковую конструкцию и геометрические размеры, их отличие состоит в использовании разных марок сталей для изготовления некоторых элементов контейнера.

Контейнер представляет собой толстостенный металлический ковано–сварной цилиндрический стакан (корпус), герметично закрываемый массивной крышкой. Внутренняя полость корпуса контейнера и наружная, стыкуемая с крышкой, облицованы коррозионностойкой сталью. Крышка крепится к корпусу 30–ю шпильками и гайками с резьбой М64.



1 – корпус; 2 – крышка; 3 – чехол; 4 – ТВС; 5 – защита нейтронная
Рисунок 5 – Транспортный упаковочный комплект ТУК–13 с ОТВС серийных реакторов ВВЭР–1000

Чехол 37 представляет собой металлическую конструкцию, состоящую из двух плит основания, центральной трубы с устройством под захват, шестигранных труб для размещения ТВС и дистанционирующих их элементов. Снаружи к чехлу приварены два короба для направления чехла при установке в контейнер и фиксирования в нем.

Размер «под ключ» шестигранных труб составляет 257 ± 2 мм, толщина стенки трубы – 6 ± 1 мм. Содержание бора в материале шестигранных труб не

менее 1,5 мас. %. Содержание бора в материале шестигранных труб и размер «под ключ» каждой трубы контролируются в процессе изготовления с записью в паспорте на чехол.

1.3.3 Транспортирование ОЯТ реакторов РБМК–1000

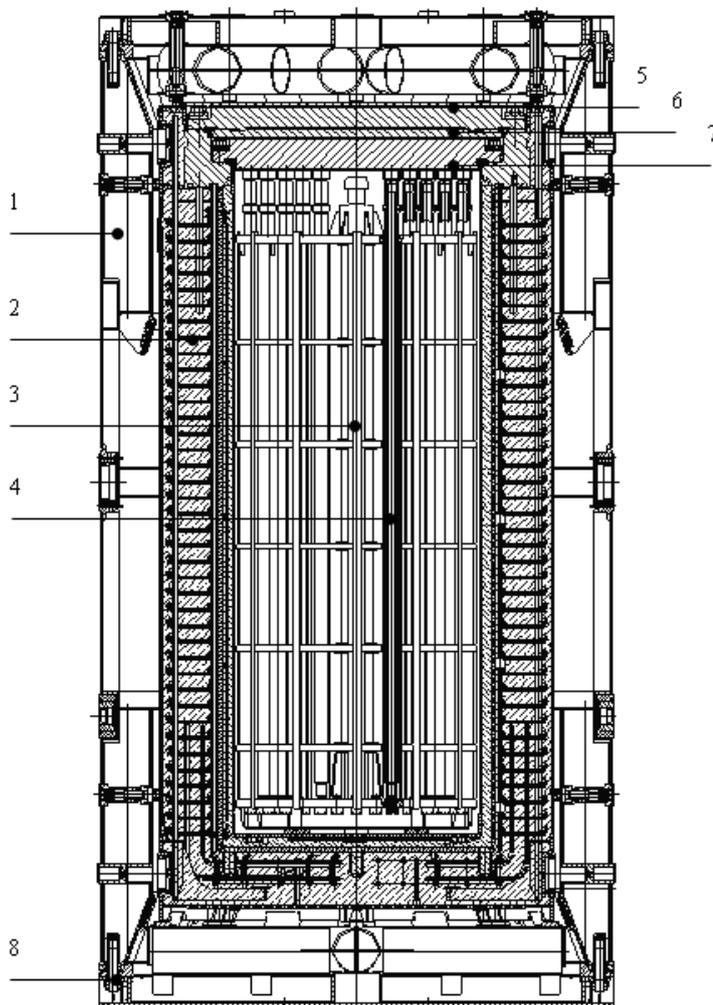
В настоящее время на всех российских АЭС с реакторами РБМК–1000 осуществляется сооружение или ввод в эксплуатацию комплексов разделки и контейнерного хранения ОТВС, позволяющих выполнить операции по разделке ОТВС на 2 ПТ, размещению ПТ в герметичных ампулах и загрузке 144 ампул с ПТ в металло–бетонный контейнер [26].

Ампула представляет собой тонкостенную трубу с приваренным дном с демпфером, образующими корпус, который после установки в него ПТ закрывается крышкой, выполненной под грузозахватное приспособление, также имеющей демпфер.

Чехол для ампул с ПТ представляет собой сварную конструкцию, состоящую из шести решёток и нижней плиты, закреплённых на центральную трубу с устройством под захват и объединённых двенадцатью стойками. В каждой решётке имеются 144 гнезда для установки ампул с ПТ. 42 гнезда имеют трубы, придающие чехлу дополнительную жёсткость. В нижней плите установлены опоры, обеспечивающие поджатие ампул к внутренней крышке МБК. На нижней торцевой поверхности чехла установлены демпфирующие элементы из рёбер с полками.

Принципиально МБК (рисунок 6) состоит из корпуса с двумя герметизирующими крышками. Собственно корпус выполнен из концентричных стальных оболочек с днищами, пространство между которыми заполнено металлическими армокаркасами и залито особо прочным сверхтяжелым бетоном. Внутри корпуса устанавливается дистанционирующая решетка (чехол), в ячейках которой размещаются ампулы с пучками ТВЭЛов. Для транспортирования МБК с ОЯТ за территорию АЭС на МБК устанавливается ЗДК, предохраняющий МБК от разгерметизации или разрушения в случае возникновения аварий при

транспортировке. МБК совместно с ЗДК является транспортным упаковочным комплектом (ТУК–109), который используется для транспортирования ОЯТ с территории АЭС в «сухое» хранилище ФГУП «ГХК» (ХОТ–2).



- 1 – защитно–демпфирующий кожух; 2–металлобетонный контейнер; 3– транспортный чехол; 4–ампулы с ПТ; 5–герметизирующий лист; 6–наружная крышка МБК; 7–внутренняя крышка МБК; 8–устройство защитно–пломбировочное.

Рисунок 6 – Конструкция транспортно–упаковочного комплекта ТУК–109

1.4 Методология и практика обоснования безопасности при транспортировании ОЯТ и оценка обоснования при регулировании безопасности

Интенсивный переход существующих энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР на новые виды ядерного топлива и, соответственно, новые топливные циклы, направленные на увеличение глубины выгорания ЯТ, создает ряд

проблем при обеспечении безопасности транспортирования ОЯТ – необходимость либо увеличивать время выдержки отработавших ТВС перед отправкой их на заводы регенерации, либо осуществлять транспортировку отработавших ТВС с более «напряженными» радиационными и тепловыми характеристиками [27, 28]. В первом случае время выдержки ОТВС в приреакторных хранилищах – бассейнах выдержки энергоблоков АЭС – ограничено их проектной вместимостью, поскольку требованиями п. 4.3.3 «Правил безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии» НП–061–05 [29] установлена необходимость наличия свободного объема в бассейнах выдержки для обеспечения возможности полной выгрузки активной зоны на любой момент эксплуатации. Во втором случае тоже имеются ограничения, связанные с использованием для транспортирования ОТВС существующих транспортных упаковочных комплектов, изначально рассчитанных на ядерное топливо с меньшей глубиной выгорания. Сооружение же дополнительных хранилищ ОЯТ на АЭС, равно как и разработка новых транспортных упаковочных комплектов, также не может являться однозначным решением описанных проблем, поскольку требует времени и значительных финансовых инвестиций.

Таким образом, в настоящий момент единственным выходом из сложившейся ситуации является максимально эффективное использование имеющихся ресурсов – проектной вместимости приреакторных хранилищ для максимально длительного хранения ОТВС с повышенной глубиной выгорания и проектного «запаса» транспортных упаковочных комплектов для транспортирования ОТВС с более «напряженными» радиационными характеристиками с соблюдением всех установленных требований безопасности.

Именно такой подход и реализуется на практике: ОЯТ ВВЭР с повышенной глубиной выгорания хранится в бассейнах выдержки до тех пор, пока выполняется требование п. 4.3.3 НП–061–05 [29]. Когда же наступает

необходимость освобождения места в БВ, из всех хранящихся в них отработавших ОТВС для комплектации транспортных упаковочных комплектов по возможности выбираются ОТВС с наименее «напряженными» на данный момент времени радиационными характеристиками. При этом в большинстве случаев эксплуатирующая организация по экономическим соображениям стремится осуществить отправку с АЭС на заводы регенерации максимального количества ОТВС и избежать неполных загрузок ТУК. После выбора ОТВС, подлежащих отправке на завод регенерации, выполняются анализ их характеристик с целью выбора комплектаций ТУК и обоснование безопасности транспортирования данной конкретной партии ОЯТ.

Требования безопасности, которые должны быть соблюдены при транспортировании ОЯТ, по путям сообщения общего пользования, установлены в нормативных документах [9] и [13]. Следовательно, для обоснования безопасности транспортирования ОЯТ с повышенной глубиной выгорания достаточно выполнить проверку соблюдения установленных в них требований для каждой конкретной загрузки ТУК. Однако для решения, казалось бы, простейшей задачи сопоставления фактических данных с установленными критериями безопасности необходимо перейти от известных или измеряемых параметров (характеристик ОТВС – начального обогащения, глубины выгорания, времени выдержки и т.д.) к нормируемым (уровню мощности дозы за защитой упаковки, остаточному тепловыделению в ТУК, допустимой потере радиоактивного содержимого из упаковки, эффективному коэффициенту размножения нейтронов), что требует проведения целого ряда трудоемких расчетов.

Упрощение такого перехода возможно, например, путем определения диапазонов измеряемых параметров, для которых нормируемые параметры при любых условиях заведомо удовлетворяют установленным в нормативных документах значениям. Именно такой подход при обосновании безопасности транспортирования ОЯТ реакторов типа ВВЭР и реализован в

отраслевом стандарте ОСТ 95 745–2005 [2], устанавливающем допустимые характеристики ОТВС, при которых разрешается их транспортирование в ТУК. Но, несмотря на существенную экономию во времени и трудозатратах, этот подход не лишен своих недостатков: он тем консервативнее, чем меньше количество диапазонов, на которые разделен весь спектр возможных значений измеряемых параметров. Так, минимально допустимое значение времени выдержки ОТВС, имеющих глубину выгорания в некотором диапазоне значений, устанавливается в [2] одинаковым для всех ОТВС в данном диапазоне и соответствует минимально возможному значению времени выдержки ОТВС с наибольшей для данного диапазона глубиной выгорания. При этом совершенно очевидно, что в действительности не все ОТВС могут иметь глубину выгорания, равную максимальной в каждом из диапазонов, и формально их минимальное время выдержки может быть меньше значения, установленного в [2] для соответствующего диапазона глубины выгорания. На практике, особенно при транспортировании ОЯТ ВВЭР с повышенной глубиной выгорания, это нередко приводит к тому, что характеристики ОТВС не соответствуют установленным в отраслевом стандарте [2] значениям. В таком случае пунктом 4.2.4 [2] предусмотрено выполнение обоснования безопасности транспортирования ОТВС путем проведения расчетного исследования конкретных грузов ТУК и сопоставления полученных результатов расчетов нормируемых показателей безопасности с критериями безопасности, установленными нормативными документами. Решение о транспортировании не удовлетворяющих требованиям ОСТ 95 745–2005 [2] ОТВС принимается только с одобрения Ростехнадзора и, как правило, после проведения экспертизы обоснования безопасности.

Проведение расчетов в обоснование безопасности транспортирования ОТВС для перехода от измеряемых параметров к нормируемым является задачей хоть и нетривиальной, но вполне реализуемой при наличии достаточных знаний, расчетного инструментария и опыта.

В первую очередь на основе анализа характеристик ОТВС, подлежащих отправки, составляется комплектация транспортных упаковочных комплектов с соблюдением, по возможности, требований отраслевого стандарта [2]. В случае, если ТУК не может быть скомплектован без нарушения требований [2], например, по минимальному времени выдержки (такая ситуация наиболее распространена) [1], ОТВС в нем размещают таким образом, чтобы уровни излучения за защитой ТУК были минимальны. При этом в большинстве случаев задача минимизации мощности дозы за ТУК при его комплектации может быть решена, исходя из «общих соображений», например, более выгоревшие ОТВС или ОТВС с меньшим временем выдержки размещаются ближе к центру ТУК, что позволяет снизить уровень мощности дозы за счет их экранирования расположенными во внешнем ряду отработавшими ТВС с менее «напряженными» радиационными характеристиками.

Далее, после выбора комплектации ОТВС в ТУК, проводится расчет источников излучения в ОЯТ (продуктов деления, актинидов, продуктов активации), для которого в качестве исходных данных используются известные и/или измеряемые параметры – начальное обогащение топлива, глубина выгорания, а также сведения о кампании. Результатами расчетов являются выход нейтронов и гамма-квантов и их энергетические спектры. Одновременно проводится расчет остаточного тепловыделения ОТВС для того, чтобы в дальнейшем оценить полную тепловую нагрузку на ТУК и сопоставить ее с установленным в сертификате-разрешении [24–26] предельно допустимым значением.

Результаты расчета источников излучения являются входными данными для расчета уровней излучения за защитой ТУК, для которого, как правило, используются реализующие метод Монте-Карло программы. Использование программ такого класса вызвано необходимостью точного учета геометрии транспортного упаковочного комплекта, то есть необходимостью создания трехмерной расчетной модели.

Ввиду трудоемкости расчетов уровней излучения за защитой ТУК при обосновании безопасности транспортирования ОЯТ все ОТВС, как правило, разбиваются на группы, в каждую из которых входят ОТВС с близкими параметрами. Такой подход существенно сокращает трудозатраты и приводит к более консервативным результатам, чем расчеты, учитывающие характеристики каждой ОТВС по отдельности, поскольку все ОТВС одной группы консервативно заменяются ОТВС с наиболее «напряженными» характеристиками. Следует отметить, что разбиение ОТВС на группы может осуществляться еще на этапе расчетов источников излучения (в таком случае сокращаются трудозатраты и при проведении этих расчетов).

Для того чтобы полностью обосновать радиационную безопасность транспортирования ОТВС, необходимо помимо описанных выше расчетов провести также расчет потери радиоактивного содержимого из упаковки, который выполняется путем сопоставления оцениваемой скорости утечки радиоактивной среды через уплотнения ТУК с установленными в [9] ограничениями потери радиоактивного содержимого.

Обоснование ядерной безопасности транспортирования ОТВС осуществляется путем проведения расчетов эффективного коэффициента размножения нейтронов в системе «ТУК+ОТВС» и сопоставления его с критерием безопасности, установленным в НП–053–04 [9].

Для каждого из описанных выше расчетов необходимо выбрать расчетные приближения, учесть все погрешности и проанализировать не только условия нормальной эксплуатации, но и аварии. Таким образом, обоснование безопасности транспортирования ОТВС представляет собой целый комплекс трудоемких взаимосвязанных расчетных задач, которые в каждом конкретном случае решаются по одной и той же схеме.

Реализованный в ОСТ 95 745–2005 [2] метод определения соответствия требованиям нормативных документов условий транспортирования ОЯТ по характеристикам загружаемых в ТУК ОТВС прост и удобен в применении. Однако консервативность данного метода приводит к тому, что при переходе

на новые топливные циклы с повышенной глубиной выгорания топлива характеристики транспортируемых ОТВС приближаются к максимально допустимым отраслевым стандартом [2] значениям и зачастую превышают их, что вызывает необходимость проведения расчетного обоснования безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР. В этом случае, как показывает накопленный автором опыт (например, [30–53]), увеличивается вероятность ошибок, вызванных человеческим фактором, которые потенциально могут привести к нарушению требований безопасности, установленных нормативными документами. Что же касается транспортирования ОТВС РБМК–1000, то в данном случае в отличие от транспортирования ОЯТ реакторов типа ВВЭР, у специалистов эксплуатирующей организации и регулирующего органа отсутствует значимый опыт проведения и оценки обоснования безопасности, соответственно.

Если же при этом принять во внимание трудозатраты на расчеты при проведении экспертизы обоснования безопасности, необходимые для поддержки принятия регулирующим органом решения, то значимость уменьшения влияния человеческого фактора становится совершенно очевидной. Логичный выход из сложившейся ситуации – автоматизация всего процесса проведения и проверки расчетного обоснования транспортирования ОЯТ путем создания специализированного ПС. При этом 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.

Из указанного выше вытекают требования к разрабатываемой информационной системе поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ. ИС должна обладать следующими характеристиками:

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

б) гарантированной возможностью определения критических (максимальных) значений нормируемых показателей безопасности по заданному набору только измеряемых параметров (без выполнения пользователем дополнительных методических исследований);

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

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

Такая постановка задачи предопределяет концепцию информационной системы: для каждого из рассматриваемых ТУК она должна представлять собой сочетание:

- библиотек результатов систематических расчетов для элементарных наборов измеряемых параметров, позволяющих в целом получать значения нормируемых показателей безопасности для любого возможного сочетания измеряемых параметров;

- оригинального программного обеспечения, необходимого для выполнения вышеупомянутого пересчета из библиотек результатов систематических расчетов (сверток, аппроксимаций и т. д.).

Таким образом, пользователь ИС будет использовать не отдельные лицензионные ПС, а готовые результаты расчетов (выполненные единожды разработчиками системы, имеющими соответствующие разрешения/лицензии) и лицензионно чистое дополнительное программное обеспечение, созданное в рамках разработки этой системы.

Предлагаемый автором способ перехода от характеристик конкретных ОТВС к нормируемым показателям безопасности, который позволяет избежать необходимости проводить расчеты конкретных загрузок ТУК и, тем самым, позволяет снизить вероятность возникновения ошибок основан на применении метода функций Грина и аппроксимации результатов систематических расчетов для наборов известных и/или измеряемых параметров, описан в последующих главах настоящей работы.

1.5 Выводы по Главе 1

В Главе 1 выполнен обзор номенклатуры тепловыделяющих сборок реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000, РБМК-1000 и существующей технологии транспортирования ОЯТ на предприятия ядерного топливного цикла. Проведен анализ нормативно-правовой базы регулирования безопасности при транспортировании ОЯТ, показано ее соответствие международным подходам и стандартам МАГАТЭ. Проанализированы существующие в настоящее время подходы к обоснованию безопасности транспортирования ОЯТ и к оценке этого обоснования регулирующим органом.

Выполненный 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 становится все более трудоемким и приближается по сложности к выполнению самих обоснований

безопасности. В связи с этим предложен принципиально новый подход к оказанию научно–технической поддержки Ростехнадзора и основы концепции создания ИС поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ реакторов типа ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000, сформулированы основные требования к разрабатываемой ИС.

ГЛАВА 2. МЕТОДИКИ ОЦЕНОК НОРМИРУЕМЫХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ТРАНСПОРТИРОВАНИИ ОЯТ

2.1 Методика расчета функционалов полей излучения

В настоящей работе для расчета функционалов полей излучения внутри и за защитой упаковки использовались различные программные средства реализующие метод Монте–Карло, который давно и широко применяется для решения такого рода задач [54].

Метод Монте–Карло – это численный метод решения очень широкого класса прикладных математических задач. Применительно к задачам переноса излучения в защитных композициях сущность метода Монте–Карло состоит в том, что сложный стохастический процесс прохождения излучения через вещество рассматривается, как последовательность конечного числа элементарных событий. Соответственно, расчет по методу Монте–Карло представляет собой последовательное моделирование траекторий отдельных частиц (нейтронов, гамма–квантов) с учетом характера отдельных актов взаимодействия излучения с веществом, определяющих конкретный вид траектории каждой из частиц.

В методе Монте–Карло компонента погрешности расчетов, связанная именно со специфическими особенностями метода (методическая погрешность расчета), не относящаяся ни к неопределенностям, с которыми известны сечения взаимодействия (константной составляющей погрешности), ни к погрешности, обусловленной принятыми в расчете упрощениями реальной геометрии защитной композиции, в принципе не может быть определена заранее в детерминистском виде. Она определяется последовательно в процессе вычислений и представляет собой не что иное, как статистическую оценку. По этой причине метод Монте–Карло в теории переноса излучений иногда выделяют в класс «расчетных методов со статистической погрешностью».

Практическая реализация метода Монте–Карло всегда связана с большим объемом повторяющихся вычислений – то есть с большими

затратами времени центрального процессора компьютера. Кроме того, поскольку не существует точного (или общего) математического алгоритма генерации истинно случайной выборки из генеральных совокупностей, эту выборку производят, генерируя компьютерными средствами (с использованием «датчиков случайных чисел») так называемую «псевдослучайную последовательность», которая, в отличие от истинно случайной последовательности, характеризуется вполне определенным периодом повторения. При настоящем уровне развития вычислительной техники этот период достаточно велик, но после того, как «датчик случайных чисел» «выдаст» полную псевдослучайную последовательность, соответствующую периоду повторения, он начнет генерировать ту же самую последовательность сначала. Таким образом, после достижения периода повторения любая программа, реализующая метод Монте–Карло, исчерпывает свои возможности. Она начнет без всякой пользы расходовать вычислительные ресурсы, сходимость результатов математического моделирования в принципе уже не может быть улучшена – все статистические оценки, включая как оценку результата, так и оценку погрешности результата никак не изменятся при сколь угодно большом времени расчета. С целью уменьшения влияния данного обстоятельства разработано множество методов улучшения сходимости, таких как моделирование по ценности, экспоненциальное преобразование и другие.

Применительно к задачам настоящей работы к достоинствам метода следует отнести, прежде всего, возможность моделировать в расчетах объекты любой геометрии, с такой их детализацией, какая требуется в соответствии с целями расчетов. Это особенно важно при решении задач на определение критичности сложных гетерогенных систем «топливо–замедлитель», к которым относятся транспортные упаковочные комплекты с загруженным в него ОЯТ. В то же время для решения задач ослабления излучения в защите большой оптической толщины (с большой кратностью ослабления излучения), в частности, для расчетов полей мощности дозы

излучения за защитой ТУК, простое (без специальных приемов по улучшению сходимости результатов расчетов) использование метода Монте–Карло не всегда дает желаемый результат.

Для выполнения полного объема запланированных исследований необходимо многократное проведение систематических расчетов двух различных видов функционалов полей излучения:

$K_{\text{эфф}}$ – эффективного коэффициента размножения нейтронов в системе «ТУК+ОЯТ»;

$\dot{H}(d)$ – полной (суммарной по источникам и по видам излучения) и парциальной (отдельно для каждого источника и каждого вида излучения) мощностей дозы излучения за защитой ТУК в различных точках.

При этом значение $K_{\text{эфф}}$ также используется при анализе радиационной безопасности транспортирования для задания эффективного источника нейтронов с учетом их размножения в системе, поскольку в значении полной мощности дозы $\dot{H}(d)$ значения парциальных мощностей дозы учитываются с различными коэффициентами («весами»): вклад гамма–излучения продуктов деления и активации – с коэффициентом, равным 1,0; вклад нейтронов и вторичного гамма–излучения – с коэффициентом, учитывающим размножение нейтронов в системе «ТУК+ОЯТ». Причем 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, Φ_0 – поток нейтронов за счет независимого источника нейтронов (без учета деления), Φ_1 , Φ_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 φ_{i+1}/φ_i становится постоянным и равным своему максимальному значению $K_{эфф}$. 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 $K_{эфф}$ материальной композиции с делящимися материалами и расчет полей излучения за защитой большой оптической толщины, расположенной между источником нейтронов и детектором для одной и той же материальной композиции (именно к таким системам относятся системы «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. Заведомо консервативным способом учета размножения нейтронов при расчете полей нейтронов за защитой материальных композиций «ТУК+ОТВС» является принятие допущения о том, что отношение φ_{i+1}/φ_i становится постоянным и равным своему максимальному значению $K_{эфф}$, начиная уже с $i=0$, то есть, что $\varphi_{детектор} = \varphi_0/(1-K_{эфф})$, при этом для расчетов полей нейтронного и вторичного гамма-излучения за защитой ТУК φ_0 и $K_{эфф}$ следует использовать существенно различные математические модели одной и той же композиции [1, 55].

При расчетах эффективного коэффициента размножения системы прежде всего необходимо максимально корректно учитывать все особенности реальной упаковки, влияющие на размножение нейтронов. В частности, необходимо учитывать детальное распределение делящихся и поглощающих материалов во внутреннем пространстве ТУК, гетерогенность системы, интегральное токовое альbedo нейтронов от внутренних стенок

контейнера, влияющее на полный баланс нейтронов в системе. Отметим, что точность задания независимого источника нейтронов (например, задания реального пространственного распределения источника нейтронов спонтанного деления) при расчетах эффективного коэффициента размножения нейтронов не имеет значения, так как спектр собственных значений размножающей системы, определяющий, в частности, значения $K_{эфф}$, не зависит от свойств источника нейтронов. С другой стороны, во избежание нерационально больших объемов вычислительных операций при расчетах $K_{эфф}$ в соответствующей упрощенной расчетной модели следует пренебрегать теми особенностями конструкции реальной упаковки, точность учета которых не может повлиять на результаты оценки размножающих свойств системы. Так, например, поскольку толщина боковых стенок ТУК существенно превышает толщину так называемого полного отражателя нейтронов (как по быстрым, так и по тепловым нейтронам), то нет смысла включать в расчетную модель детали конструкции внешней поверхности контейнера.

Для расчетов же мощности дозы нейтронного и фотонного излучения необходимо корректно учитывать все особенности реальной упаковки, влияющие как на формирование эффективного источника излучения внутри ТУК, так и на ослабление этого излучения в материале источника и защиты. В частности, для того, чтобы корректно задать полный источник нейтронного излучения в ТУК, необходимо учитывать размножение нейтронов в системе, то есть учитывать как распределение источников первичного нейтронного излучения по внутреннему объему ТУК, так и пространственное распределение плотности индуцированных (вынужденных) делений нейтронами ядер нечетно–четных актинидов (урана–235, плутония–239). Очевидно, что математическая модель для расчета искомого пространственного распределения источника должна быть той же самой, что и принятая при расчете $K_{эфф}$, и учитывать все те же самые физические процессы, влияющие на размножение нейтронов. Однако принимаемые

допущения, обеспечивающие консервативность оценки источника, и сами расчеты будут существенно иными.

При моделировании функционалов полей излучений нет необходимости в максимально детализированном (потвэльном) описании геометрии источника (ОТВС), так как ослабление проникающей компоненты излучения в материале ОТВС незначительно по сравнению с ослаблением в стенках транспортного контейнера. С другой стороны следует выбрать (в полную противоположность предыдущей модели) такое пространственное разбиение модели и такие схемы ускорения сходимости расчетов, которые позволяют детально моделировать поведение нейтронов и гамма-квантов во внешних областях стенки контейнера.

Далее, при составлении расчетной геометрической модели приходится делать упрощающие предположения, исключая из модели такие элементы конструкции, которые не могут быть корректно описаны в рамках данной геометрии, но при этом исключенные элементы должны быть заменены искусственно вводимыми элементами упрощенной геометрии, эквивалентными исключенным по своим защитным свойствам. Особое внимание при формировании упрощенной модели для расчета мощности дозы следует уделять обоснованию консерватизма сделанных геометрических допущений.

Из изложенного выше следует, что различие целей и особенностей проведения расчетов $K_{эфф}$ и мощности дозы приводит к тому, что требования, предъявляемые к расчетным моделям, консервативно описывающим особенности конструкции реальной упаковки для расчета $K_{эфф}$ и для расчета мощности дозы за пределами защиты, часто являются различными. В общем случае оказывается невозможным или нецелесообразным использование единой математической модели для проведения этих расчетов. Поэтому для решения этих различных задач теории переноса излучения следует принимать различные математические модели одной и той же физической системы.

Расчеты парциальных мощностей дозы за защитой ТУК для целей разработки ИС проводились с использованием данных по рассчитанному пространственно–энергетическому (в групповом приближении) распределению плотности потока нейтронов и (или) гамма–квантов, просуммированных затем по группам энергий с соответствующими дозовыми коэффициентами [14, 56] следующим образом.

$$\dot{H}(d) = \sum_i \dot{H}_i(d)$$

Здесь $\dot{H}_i(d) = \int_{E_{i,n}}^{E_{i,v}} \varphi(d, E) \delta_H(E) dE$ – значение мощности дозы в i -ой

энергетической группе, $\varphi(d, E)$ – плотность потока частиц, $E_{i,v}$ и $E_{i,n}$ – верхняя и нижняя границы энергетической группы частиц, $\delta_H(E)$ – коэффициент перехода от φ к \dot{H} .

Значения эффективной дозы на единичный флюенс моноэнергетических нейтронов и фотонов $\delta_H(E)$ для лиц из персонала при внешнем облучении всего тела параллельным пучком были приняты в соответствии с НРБ–99/2009 [14].

Для задач расчета дозовых полей за защитой ТУК в разработанной информационной системе был применен принципиально новый 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–излучения), 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):

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

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 (в топливной части ТУК) и в своей совокупности тождественное фазовому пространству этой части материальной композиции «ТУК + ОТВС».

Таким образом, один раз разделив объем, занимаемый ОТВС в ТУК, на пространственные зоны и определив (в результате серии времяемких систематических расчетов) вклады в пространственное распределение мощности дозы от единичных (нормированных на 1 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 такой 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 за защитой ТУК достигает максимума, не представляет никакого труда, а полная база данных функций Грина для конкретной защитной композиции (ТУК–13, ТУК–6 или ТУК–109) формируется для объединения множеств точек за защитой ТУК для всех функций Грина.

2.2 Методика оценки показателей ядерной безопасности

В процессе облучения в реакторе нуклидный состав ядерного топлива претерпевает серьезные изменения – за счет радиационного захвата нейтронов, деления тяжелых ядер и распада радиоактивных ядер концентрация делящихся нуклидов уменьшается (данное утверждение справедливо для тепловых реакторов с коэффициентом воспроизводства менее 1), а количество поглощающих нейтроны нуклидов наоборот – увеличивается. Точное определение нуклидного состава отработавшего топлива – весьма трудоемкая задача, для успешного решения которой необходимы соответствующие методики расчетов, расчетные средства, максимально подробная информация об условиях облучения топлива в реакторе, экспериментальная база для валидации программных средств и методик и т.д. [57]. Поэтому изначально при обосновании ядерной безопасности обращения с ОЯТ повсеместно использовалось приближение «свежего топлива», позволяющего гарантировать ядерную безопасность не проводя расчетов изменения нуклидного состава ОЯТ.

Дальнейшее развитие топливных циклов с тенденцией к увеличению глубины выгорания топлива и его начального обогащения, а также уменьшение свободного объема хранилищ ОЯТ привели к необходимости уменьшения консерватизма при обосновании ядерной безопасности. Подход к обоснованию ядерной безопасности, учитывающий изменение нуклидного состава топлива получил название «Burnup credit» [58–61].

В зависимости от перечня нуклидов, учитываемых в расчетах, различают несколько уровней «Burnup credit». Самый простой уровень «Burnup credit» – «Только делящиеся нуклиды» (англ. – net fissile burnup credit) заключается в учете при определении $K_{эф}$ уменьшения концентрации изначально содержащихся в топливе нуклидов ^{235}U и ^{238}U и наработку делящихся нуклидов – ^{239}Pu , ^{241}Pu и т.д.

Следующий уровень имеет название «Только актиниды» (англ. – actinides only burnup credit), которое говорит само за себя. При

использовании данного уровня в расчетах учитываются только актиниды, а именно – основные актиниды, к которым относятся ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , и минорные актиниды – ^{238}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{243}Am , ^{237}Np [62].

Наиболее сложным, но при этом представляющим наибольшую выгоду с точки зрения снижения излишнего консерватизма, является уровень «Актиниды + продукты деления» (англ. – actinides plus fission products burnup credit), при использовании которого в расчетах помимо перечисленных выше актинидов учитываются также и продукты деления, являющиеся дополнительными «паразитными» поглотителями нейтронов. Следует отметить, что в топливе при его облучении в реакторе образуются (или могут образоваться) более 1300 различных нуклидов, учесть которые в расчетах нет ни возможности, ни необходимости. Большинство нуклидов из этого количества в силу ничтожного количества их в ОЯТ, маленького периода полураспада или низкого сечения поглощения нейтронов никоим образом не влияет на нейтронный баланс системы, содержащей отработавшее ядерное топливо. Поэтому в расчетах учитываются только нуклиды, обладающие следующими свойствами:

- образуются в существенных количествах;
- имеют весомое сечение взаимодействия с нейтронами;
- стабильны, либо распадаются достаточно медленно;
- концентрация может быть рассчитана с достаточной степенью точности.

В настоящей работе коэффициент размножения нейтронов определялся с использованием подхода «Burnup credit» уровня «Только актиниды». Подробное описание данного подхода приведено в [63, 64]

При использовании данного подхода в расчетах учитывалось изменение нуклидного состава следующих актинидов: ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu и ^{242}Pu . Перечисленных нуклидов достаточно для определения размножающих свойств отработавшего ядерного топлива, а их концентрации с хорошей точностью определяются с помощью существующих

программных средств [65, 66]. В данной работе для определения концентраций указанных нуклидов в отработавшем ядерном топливе использовался модуль ORIGEN [67] программного комплекса SCALE 6 [68–70]. Расчет $K_{эфф}$ проводился с использованием реализующего метод Монте–Карло модуля KENO [71], являющимся частью программного комплекса SCALE 6. Поверочные расчеты нуклидного состава и $K_{эфф}$ проводились с использованием прецизионного кода PSG2/Serpent [72, 73]. В качестве исходных данных для расчета $K_{эфф}$ использовались геометрические и материальные характеристики ТУК и ТВС, представленные в Главе 1.

Расчет эффективных коэффициентов размножения нейтронов проводился для всех типов топлива представленных в Главе 1 настоящей работы для широкого спектра глубин выгорания.

2.3 Методика оценки показателей радиационной безопасности

Как уже отмечалось выше для расчета дозовых полей за защитой ТУК в разработанной информационной системе был применен метод, использующий предварительно рассчитанные функции Грина.

При выборе расчетных точек (мест расположения детекторов) в расчетах набора функций Грина для ОТВС реакторов ВВЭР–1000, загруженных в ТУК–13, учитывалось, что поле излучения за защитой ТУК–13 (см. рисунок 7) характеризуется несколькими локальными максимумами, причем напротив активной части ОТВС доза за защитой ТУК–13 обусловлена вторичным гамма–излучением, а в районах утоньшения нейтронной защиты ТУК–13 сверху и снизу– нейтронным излучением [74].

Похожие особенности были установлены и для ОЯТ реакторов ВВЭР–440, транспортируемого в ТУК–6 (см. рисунок 8) [74]. Напротив активной части ОТВС мощность дозы за защитой ТУК–6 обусловлена нейтронным и гамма–излучением самого ОЯТ, а в районе утоньшения защиты вверху ТУК–6 мощность дозы почти полностью обусловлена гамма–излучением активированных конструктивных элементов ОТВС.

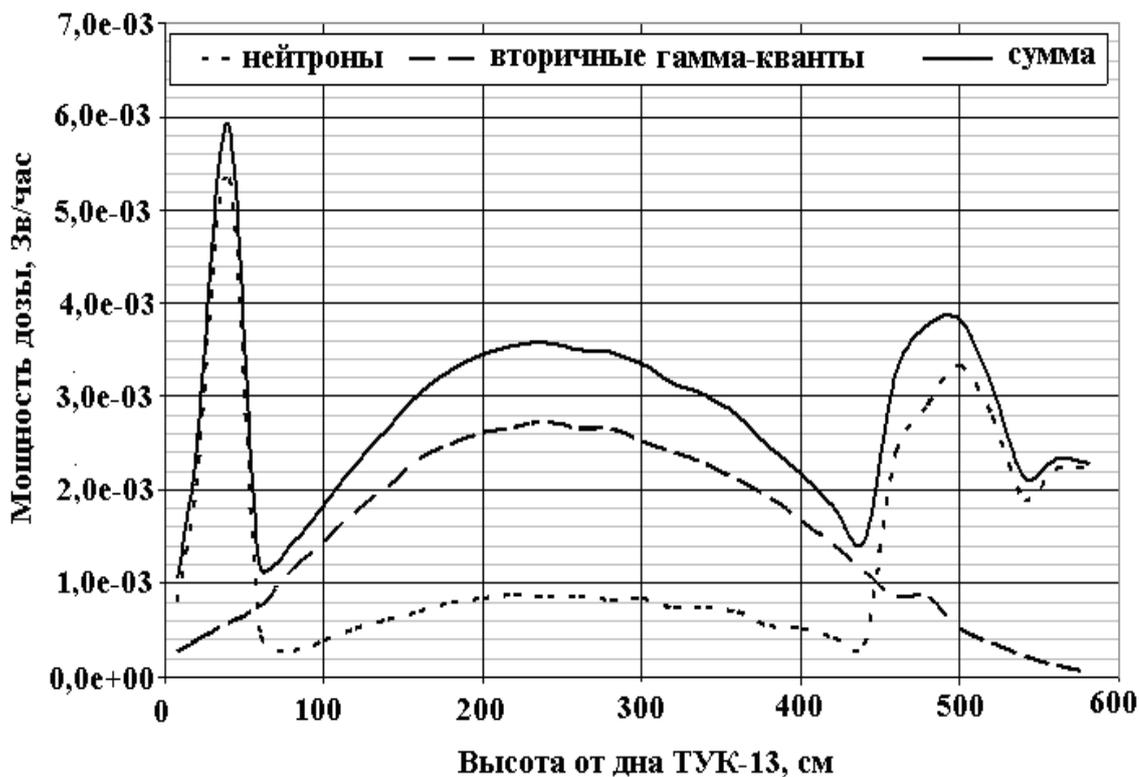


Рисунок 7 – Характерное распределение мощности дозы на боковой поверхности ТУК-13

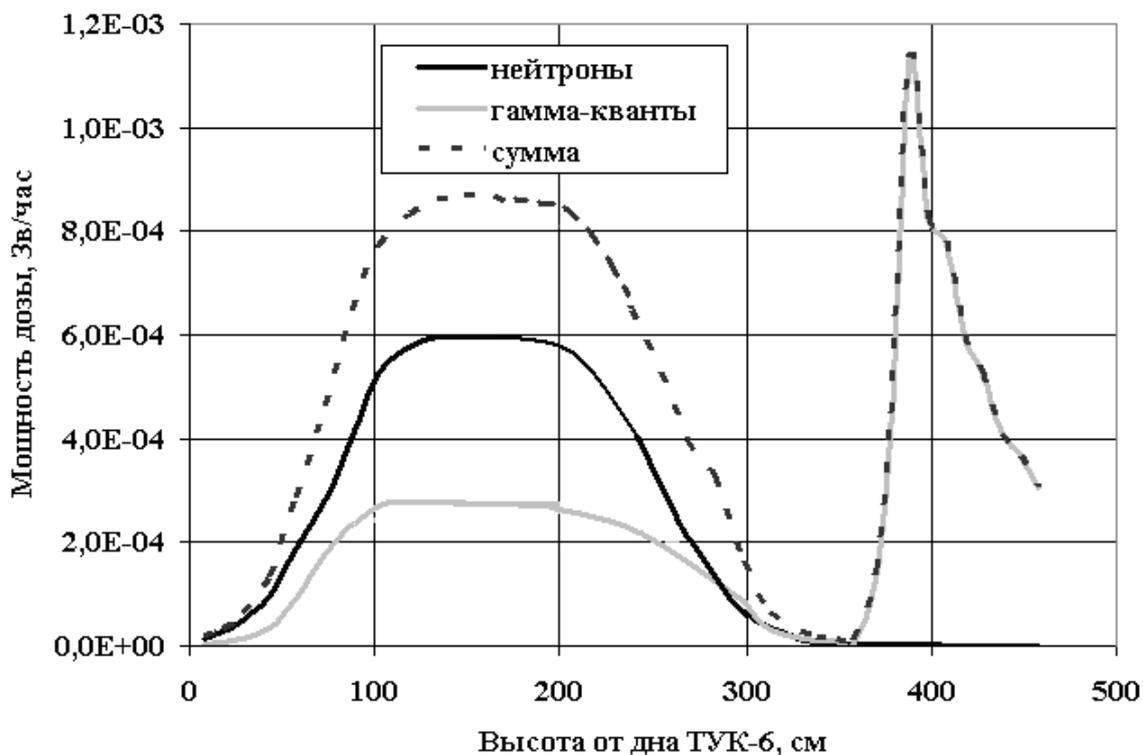


Рисунок 8 – Характерное распределение мощности дозы на боковой поверхности ТУК-6

Что касается ТУК–109, предназначенного для транспортирования ОЯТ реакторов РБМК–1000, то было достоверно установлено, что значимой неоднородности поля излучения, как для ТУК–6 и ТУК–13, на его боковой поверхности нет. Однако, ввиду того, что конструкция ТУК–109 представляет из себя бетонный стакан со стальной крышкой, поле излучения на боковой поверхности будет обусловлено в основном гамма–излучением, а со стороны крышки – нейтронным излучением ОЯТ [74, 75].

Необходимая для формирования библиотек информационной системы точность обеспечена использованием для расчета переноса излучения прецизионных программ MONACO [76] и MAVRIC [77], входящих в состав программного комплекса SCALE 6 и реализующих метод Монте–Карло. Следует отметить, что MAVRIC (англ. Monaco with Automated Variance Reduction using Importance calculation, что в переводе означает – Monaco с автоматическим снижением дисперсии за счет моделирования по ценности) представляет собой модуль SCALE 6, основанный на методике CADIS (англ. Consistent Adjoint Driven Importance Sampling, что в переводе означает – моделирование по ценности с помощью сопряженной плотности потока). Заметим, что моделирование по ценности является неаналоговым. Для нахождения сопряженной плотности потока MAVRIC использует быстрый (по сравнению с аналоговым методом Монте–Карло) трехмерный расчет методом дискретных ординат. Информация о сопряженных потоках затем используется для построения карты значений статистических весов. Затем с помощью кода MONACO производится расчет процесса переноса излучения с учетом карты значений статистических весов, что существенно сокращает время расчетов.

Для расчетов величины нейтронных источников и источников гамма–излучения применен основанный на использовании кода ORIGEN–S [78] модуль ORIGEN–ARP программного комплекса SCALE 6. Поверочные расчеты проводились с использованием прецизионного кода PSG2/Serpent [72, 73].

2.4 Методика оценки потери радиоактивного содержимого

В соответствии с требованиями НП–053–04 [9], потери радиоактивного содержимого из упаковки типа В(U) не должны превышать:

- $A_2 \cdot 10^{-6}$ в час для нормальных условий транспортирования;
- A_2 за неделю для аварийных условий ($10A_2$ за неделю для аварийных условий для ^{85}Kr).

Величины A_2 – пределы теряемой активности в аварии для значимых радионуклидов – приведены в Приложении 1 НП–053–04 [9].

Для рассматриваемых упаковочных комплектов при обосновании в [79, 80] показано, что рассматриваемые конструкции разъемных соединений с имеющимися эластомерными уплотнениями, при штатной схеме их уплотнения, гарантированно обеспечивают в нормальных условиях транспортирования и в условиях проектной аварии отсутствие потерь радиоактивной среды из внутреннего герметизированного объема контейнера по капиллярному механизму истечения. Потеря радиоактивной среды из ТУК возможна только по диффузионному механизму переноса, через материал уплотнительных прокладок. При этом основными диффундирующими компонентами через уплотнения при рассматриваемых режимах эксплуатации ТУК являются газы.

С учетом выдержки ОТВС реакторов типа ВВЭР в приреакторных БВ до транспортирования порядка трех лет и значительно большей выдержки ОТВС РБМК–1000 в ХОЯТ основными радиоактивными газами способными к выходу из ТУК являются ^{85}Kr и тритий, имеющие период полураспада 10,85 и 12,3 года соответственно.

При выполнении оценок потери радиоактивного содержимого из ТУК в настоящей работе принято, что:

- 30 % накопившегося ^{85}Kr и трития в ОЯТ находится под оболочкой в газовом объеме твэла [81];

- в нормальных условиях транспортирования максимальное количество «газонеплотных» твэлов не должно превышать 1% [82];
- в условиях аварии теряет герметичность по газу 100 % твэлов;
- возможный выход из топлива в газовый объем ТУК и далее за пределы упаковки других летучих продуктов считается пренебрежимо малым и не рассматривается.

Содержание указанных радиоактивных газов в рассматриваемых ОТВС получено расчетным путем с помощью программного комплекса SCALE 6 и кода PSG2/Serpent для широкого диапазона глубин выгорания.

Значения A_2 для рассматриваемых радионуклидов, согласно [9], составляют:

- $4 \cdot 10^{13}$ Бк для трития;
- 10^{13} Бк для ^{85}Kr в нормальных условиях транспортирования и 10^{14} Бк в аварийных условиях.

Для смеси радионуклидов предел теряемой активности вычисляется по формуле, указанной в НП–053–04 [9]:

$$A_{2\text{смеси}} = 1 / \sum_i f(i) \cdot A_2(i) ,$$

где $f(i)$ – доля активности i -го радионуклида в смеси;

$A_2(i)$ – нормируемая активность для i -го радионуклида.

2.4.1 Нормальные условия транспортирования

Согласно [83, 84] скорость потери радиоактивного содержимого из ТУК (при диффузионном массопереносе радиоактивной среды через уплотнения) в нормальных условиях транспортирования определяется выражением:

$$R_N = 3600 \cdot Q_N \cdot C_N \cdot \Delta P_{\text{парц}} / P_{\text{станд}} ,$$

где R_N – скорость диффузионной утечки радиоактивной среды через уплотнения в нормальных условиях транспортирования в единицах активности, Бк/ч;

Q_N – суммарный диффузионный поток газа через все уплотнения упаковки в нормальных условиях транспортирования, приведенный для стандартного парциального давления газа $P_{\text{станд}}=1,013 \cdot 10^5$ Па, $\text{м}^3 \cdot \text{Па}/\text{с}$;

C_N – объемная активность рассматриваемого газа при стандартных нормальных условиях давления и температуры ($P=101,3$ кПа, $T=293$ К), $\text{Бк} \cdot \text{м}^{-3} \cdot \text{Па}^{-1}$;

$P_{\text{станд}}$ – величина стандартного парциального давления диффундирующего газа в газовом объеме упаковки, для которого определен диффузионный поток Q_N , Па;

$\Delta P_{\text{парц}}$ – величина перепада парциального давления диффундирующего газа на узле уплотнения для условий нормального транспортирования, Па.

В работах [80, 85, 86] для узлов уплотнения ТУК в нормальных условиях транспортирования значение диффузионного потока гелия приводится к перепаду парциального давления на уплотнении в $P_{\text{станд}}$. Для рассматриваемых радиоактивных газов ^{85}Kr и трития, характеризующихся меньшей диффузионной проницаемостью через уплотнение, чем гелий, в качестве верхней консервативной оценки величины диффузионного газового потока можно принять величину диффузионного газового потока для гелия. При этом рассчитанная для данной проницаемости уплотнений утечка радиоактивной среды через уплотнения ТУК в нормальных условиях транспортирования сравнивается со значением $A_2 \cdot 10^{-6}$.

2.4.2 Аварийные условия транспортирования

Величина диффузионной утечки радиоактивной среды через уплотнение в аварийных условиях за неделю определяется следующим выражением [83, 84]:

$$R_A = 3600 \cdot 24 \cdot 7 \cdot Q_A \cdot C_A \cdot \Delta P_{A \text{ парц}} / P_{\text{станд}},$$

где R_A – скорость диффузионной утечки радиоактивной среды через уплотнения при аварии в единицах активности, Бк в неделю;

Q_A – суммарный диффузионный поток газа через все уплотнения упаковки в условиях аварии, приведенный для стандартного парциального давления диффундирующего газа $P_{\text{станд}}$, $\text{м}^3 \cdot \text{Па} / \text{с}$;

C_A – объемная активность рассматриваемого газа в стандартных нормальных условиях ($P=101,3$ кПа, $T=293$ К), $\text{Бк} \cdot \text{м}^{-3} \cdot \text{Па}^{-1}$;

$\Delta P_{A \text{ парц}}$ – величина перепада парциального давления диффундирующего газа на узле уплотнения в условиях аварии, Па.

В работах [80, 85, 86] значение величины газового потока гелия для аварийных условий приводится к перепаду парциального давления на уплотнении в $P_{\text{станд}}$. По аналогии с нормальными условиями транспортирования, в качестве верхней консервативной оценки величины диффузионного газового потока можно принять величину диффузионного газового потока для гелия. Далее рассчитанная верхняя оценка потери радиоактивного содержимого из упаковки для рассматриваемой смеси ^{85}Kr и трития сравнивается с предельно допустимым значением потерь радиоактивного содержимого из ТУК для аварийных условий – $A_{2\text{смеси}}$ за неделю.

Следует отметить, что учет трития незначительно влияет на величину потерь радиоактивного содержимого из ТУК, поскольку активность трития значительно ниже активности ^{85}Kr , а его допустимые потери (A_2) выше, чем для ^{85}Kr .

Выполненное таким образом обоснование герметичности упаковки ТУК покажет, обеспечивает ли система уплотнений необходимую степень герметичности упаковки в нормальных и аварийных условиях транспортирования в соответствии с НП–053–04 [9] при транспортировании ОЯТ.

2.5 Методика оценки остаточного тепловыделения

Как было отмечено в Главе 1 сертификаты–разрешения [23–26] устанавливают ограничения на суммарное тепловыделение ОЯТ.

После предварительной выдержки ОТВС в БВ и/или ХОЯТ значимый вклад в остаточное тепловыделение вносят всего несколько нуклидов, как то ^{134}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}Pu , ^{154}Eu , ^{242}Cm и т.д. В качестве иллюстрации данного факта на рисунке 9 представлены вклады данных радионуклидов в полное энерговыделение отработавшей ТВСА с глубиной выгорания 68 ГВт·сут/тU реактора ВВЭР–1000 в зависимости от времени выдержки. Таким образом, проведя серию расчетов концентраций определяющих радионуклидов в приближении работы реактора на номинальной мощности для всех типов топлива для широкого диапазона глубин выгорания с последующей корректировкой тепловыделения для произвольного времени выдержки с учетом радиоактивного распада можно консервативно оценить остаточное энерговыделение произвольной загрузки ТУК.

Данный метод справедлив только для определения суммарного тепловыделения ТУК, загруженного ОТВС с примерно одинаковыми характеристиками. При сильной гетерогенности загрузки необходимо рассчитывать локальные температуры конструктивных элементов и ТВЭЛов для каждой загрузки отдельно, используя, например, такое программное средство, как ANSYS [87], позволяющее методом конечных элементов рассчитывать температурные режимы сколь угодно сложных систем, однако данная методология выходит за пределы настоящей работы.

Причем важно отметить, что в [27, 28] автором на основании расчетных исследований было показано, что остаточное тепловыделение отработавшего ядерного топлива при переходе действующих энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР на перспективные топливные циклы с повышенной глубиной выгорания ядерного топлива является одной из основных проблем безопасного транспортирования ОЯТ на предприятия ЯТЦ.

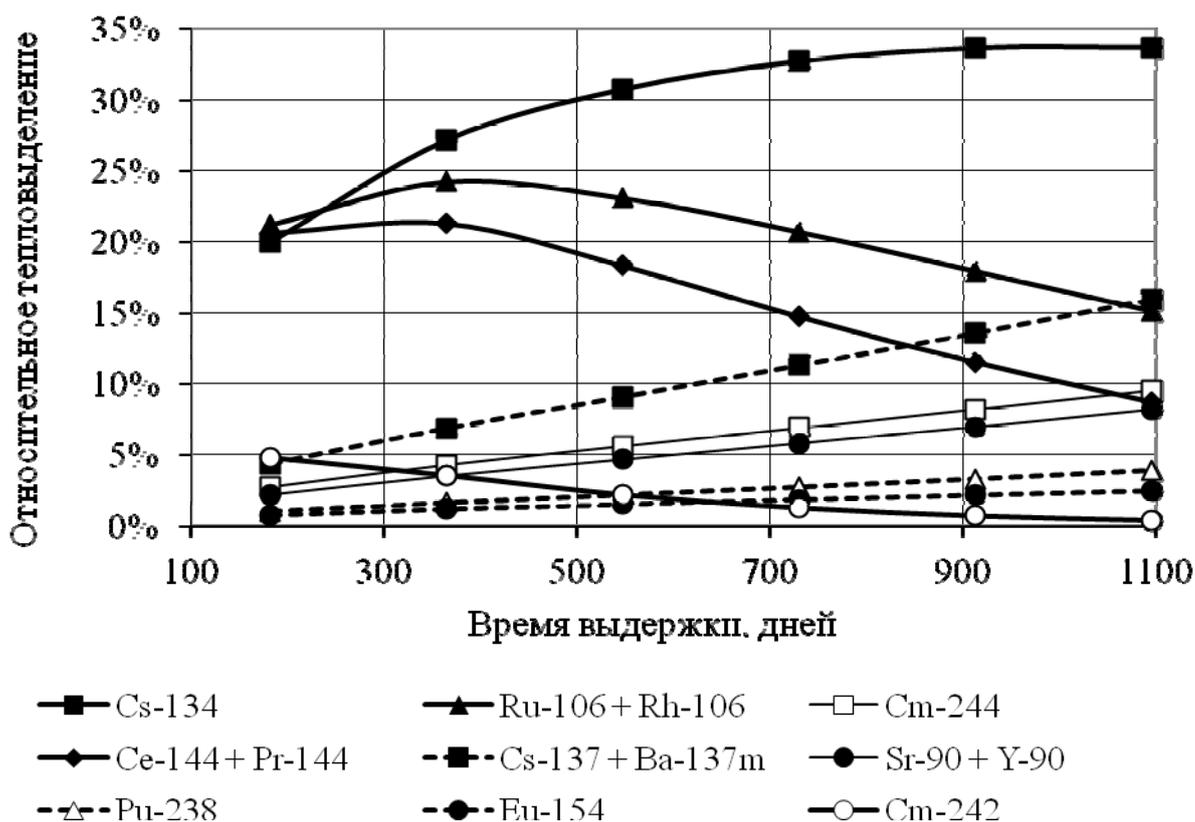


Рисунок 9 – Относительное тепловыделение основных нуклидов в зависимости от времени выдержки для ОТВС реактора ВВЭР–1000

2.6 Выводы по Главе 2

Во второй главе в целом детализированы предложенные автором концепция и методология информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при оценке обоснований безопасности транспортировании ОЯТ, основанные 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 рассчитываемых заранее функций Грина, с коэффициентами при членах ряда, определяемыми по известным (также рассчитываемым заранее) аппроксимационным зависимостям функций известных и/или измеряемых параметров каждой ОТВС.

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 в большинстве случаев целесообразно использовать метод Монте–Карло.

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 диктует необходимость уменьшения консерватизма обоснования ядерной безопасности и использования вместо приближения «свежего топлива», не учитывающего изменение изотопного состава ОЯТ с глубиной выгорания, широко распространенного за рубежом подхода «Burnup credit».

Показано, что предложенное в соответствии с разработанной концепцией ИС для задачи расчета дозовых полей за защитой ТУК использование предварительно рассчитанных функций Грина позволяет, кроме прочего, решить важную задачу определения точек за защитой ТУК, в которых достигаются максимальные значения суммарной мощности эффективной дозы излучения.

На основании результатов предварительных исследований определено, что ИС в целом должна включать предварительно рассчитанные данные по зависимости от глубины выгорания концентрации в ОЯТ следующих радионуклидов: ^3H , ^{60}Co , ^{85}Kr , ^{134}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}Eu , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{242}Cm , ^{244}Cm . Кроме этого, каждый блок ИС (ТУК–6, ТУК–13 и ТУК–109) должен включать в себя набор предварительно насчитанных функций Грина.

ГЛАВА 3. МЕТОДИКА РАЗРАБОТКИ ИНФОРМАЦИОННОЙ СИСТЕМЫ ПОДДЕРЖКИ ПРИНЯТИЯ РЕГУЛИРУЮЩИХ РЕШЕНИЙ ПРИ ТРАНСПОРТИРОВАНИИ ОЯТ

Свойство линейности уравнения переноса относительно независимого источника, как уже отмечалось выше, позволяет создать информационную систему поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ. Такая система дает возможность оперативно оценивать безопасность (путем прямой проверки выполнения требований нормативных документов) для различных загрузок ТУК, не прибегая к дополнительным расчетам, а только опираясь на заранее подготовленные библиотеки и известные характеристики ОЯТ. Структурная блок–схема разработанной информационной системы представлена на рисунке 10.



Рисунок 10 – Блок–схема информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ

3.1 Методика программной реализации информационной системы

Для разработки информационной системы поддержки принятия решений при транспортировании ОЯТ реакторов типа ВВЭР и РБМК использовалась среда Microsoft Visual Studio 2008 Express [88], которая представляет собой интегрированную среду разработки (англ. IDE, Integrated Development Environment), распространяемую по форме freeware (т.е. бесплатно), и является облегчённой версией Microsoft Visual Studio.

Интегрированная среда разработки (IDE) – система программных средств, используемая программистами для разработки программного обеспечения. Обычно среда разработки включает в себя текстовый редактор, компилятор и/или интерпретатор, средства автоматизации сборки и отладчик. Многие современные среды разработки также включают браузер классов, инспектор объектов и диаграмму иерархии классов – для использования при объектно–ориентированной разработке ПО. Частный случай IDE – среды визуальной разработки, которые включают в себя возможность визуального редактирования интерфейса программы.

Преимущества использования IDE:

- быстрота разработки;
- лёгкость освоения;
- стандартизация внешнего вида программ.

Visual Studio 2008 Express [88] состоит из следующих отдельных продуктов:

- Visual Basic Express;
- Visual Web Developer Express;
- Visual C++ Express;
- Visual C# Express.

В настоящей работе для целей разработки информационной системы поддержки принятия решений при транспортировании ОЯТ использовался Visual Basic Express [89, 90].

Visual Basic – современный диалект языка программирования BASIC, созданного в 1963 г. преподавателями Дартмутского Колледжа Джоном Кемени и Томасом Куртцом. Visual Basic является языком программирования третьего поколения (событийный язык программирования). Он унаследовал основные особенности и отчасти синтаксис своего предка – языка BASIC. В то же время Visual Basic – современный язык программирования, сочетающий процедуры и элементы объектно-ориентированных и компонентно-ориентированных языков программирования.

Программирование в Visual Basic представляет собой сочетание работы с визуальными компонентами и написание дополнительного кода для расширения функциональных возможностей. Формы создаются при помощи технологии «перетаски и брось» (drag and drop). Элементы управления просто размещаются на форме (например, поля ввода, кнопки и т.д.), они могут иметь свои атрибуты и обработчики событий. Многие атрибуты могут быть изменены во время исполнения программы, что позволяет создавать программы, динамически реагирующие на действия пользователя.

Visual Basic может создать исполняемые программы, элементы управления ActiveX, библиотеки DLL, но, прежде всего, используется для разработки Windows приложений. Элементы управления обеспечивают основные функциональные возможности приложения, а разработчик может расширить логику программы при помощи обработчиков событий. Например, выпадающий список автоматически отображает список и позволяет пользователю выбрать элемент. Обработчик событий вызывается для исполнения дополнительного кода в зависимости от выбранного элемента.

3.2 Методика аппроксимации результатов систематических расчетов

Несмотря на то, что расчеты необходимых данных для оценки нормируемых показателей безопасности при транспортировании ОЯТ могут быть выполнены для широкого диапазона глубин выгорания топлива, могут

потребуется более детальные значения концентраций нуклидов, отвечающих за источник излучения или остаточное тепловыделение ОЯТ, а так же более точные значения эффективных коэффициентов размножения нейтронов. С одной стороны, из консервативных соображений, возможен выбор из всего массива рассчитанных значений наиболее «жестких» характеристик, как это было сделано для блока информационной системы поддержки принятия решений при транспортировании ОЯТ РБМК–1000.

Однако для ТУК–6 и ТУК–13 величина проектного запаса существенно меньше, и для того, чтобы не закладывать в разработанной системе информационной поддержки избыточный консерватизм и чтобы в качестве исходных данных можно было принимать практически любые (в рассматриваемом диапазоне) значения параметров, было принято решение аппроксимировать полученные дискретные значения различными гладкими функциями. Далее рассмотрен принятый в работе метод аппроксимации рядов дискретных значений [91–94].

Введем непрерывную функцию $\varphi(x)$ для аппроксимации дискретной зависимости $f(x_i)$, $i=0\dots n$. Будем считать, что $\varphi(x)$ построена по условию наилучшего квадратичного приближения, если:

$$Q = \sum_{i=0}^n \rho_i (\varphi(x_i) - f(x_i))^2 = \min$$

Весу ρ для i -ой точки придают смысл точности измерения данного значения: чем больше ρ , тем ближе аппроксимирующая кривая «притягивается» к данной точке. В дальнейшем будем по умолчанию полагать $\rho=1$ для всех точек.

Рассмотрим случай линейной аппроксимации:

$$\varphi(x) = c_0\varphi_0(x) + c_1\varphi_1(x) + \dots + c_m\varphi_m(x),$$

где $\varphi_0\dots\varphi_m$ – произвольные базисные функции, $c_0\dots c_m$ – неизвестные коэффициенты, $m < n$. Если число коэффициентов аппроксимации взять равным числу узлов, то среднеквадратичная аппроксимация совпадет с

интерполяцией Лагранжа, при этом, если не учитывать вычислительную погрешность, $Q=0$.

Если известна экспериментальная (исходная) погрешность данных ξ , то выбор числа коэффициентов, то есть величины m , определяется условием:

$$\sqrt{Q} \approx \xi$$

Иными словами, если $\sqrt{Q} \gg \xi$, число коэффициентов аппроксимации недостаточно для правильного воспроизведения графика зависимости. Если $\sqrt{Q} \ll \xi$, многие коэффициенты не будут иметь физического смысла.

Для решения задачи линейной аппроксимации в общем случае следует найти условия минимума суммы квадратов отклонений, т.е. задачу поиска минимума можно свести к задаче поиска корня системы уравнений:

$$\frac{\partial Q}{\partial c_k} = 0, k=0 \dots m$$

Что приведет в итоге к следующей системе линейных алгебраических уравнений:

$$\begin{cases} \sum_{i=0}^n (c_0 \varphi_0(x_i) + c_1 \varphi_1(x_i) + \dots + c_m \varphi_m(x_i) - f_i) \varphi_0(x_i) = 0 \\ \sum_{i=0}^n (c_0 \varphi_0(x_i) + c_1 \varphi_1(x_i) + \dots + c_m \varphi_m(x_i) - f_i) \varphi_1(x_i) = 0 \\ \dots \\ \sum_{i=0}^n (c_0 \varphi_0(x_i) + c_1 \varphi_1(x_i) + \dots + c_m \varphi_m(x_i) - f_i) \varphi_m(x_i) = 0 \end{cases}$$

Далее следует решить полученную СЛАУ относительно коэффициентов $c_0 \dots c_m$. Для решения СЛАУ обычно составляется расширенная матрица коэффициентов, называемая матрицей Грама, элементами которой являются скалярные произведения базисных функций и столбец свободных коэффициентов:

$$\begin{bmatrix} (\varphi_0, \varphi_0) & (\varphi_0, \varphi_1) & \dots & (\varphi_0, \varphi_m) & (\varphi_0, f) \\ (\varphi_1, \varphi_0) & (\varphi_1, \varphi_1) & \dots & (\varphi_1, \varphi_m) & (\varphi_1, f) \\ \dots & \dots & \dots & \dots & \dots \\ (\varphi_m, \varphi_0) & (\varphi_m, \varphi_1) & \dots & (\varphi_m, \varphi_m) & (\varphi_m, f) \end{bmatrix},$$

где $(\varphi_j, \varphi_k) = \sum_{i=0}^n \varphi_j(x_i)\varphi_k(x_i)$, $(\varphi_j, f) = \sum_{i=0}^n \varphi_j(x_i)f(x_i)$, $j=0\dots m$, $k=0\dots m$.

После того как с помощью, например, метода Гаусса [92] найдены коэффициенты $c_0\dots c_m$, можно построить аппроксимирующую кривую или вычислить координаты заданной точки. Таким образом, задача аппроксимации решена.

В настоящей работе на основе результатов предварительных исследований физических закономерностей поведения аппроксимируемых величин применена аппроксимация каноническим полиномом, т.е. в качестве базисных функций принята последовательность степеней аргумента x :

$$\varphi_0(x)=x^0=1; \varphi_1(x)=x^1=x; \varphi_m(x)=x^m, m < n$$

Расширенная матрица Грама для степенного базиса выглядит следующим образом:

$$\begin{bmatrix} n+1 & \sum_{i=0}^n x_i & \dots & \sum_{i=0}^n x_i^m & \sum_{i=0}^n f_i \\ \sum_{i=0}^n x_i & \sum_{i=0}^n x_i^2 & \dots & \sum_{i=0}^n x_i^{m+1} & \sum_{i=0}^n x_i f_i \\ \dots & \dots & \dots & \dots & \dots \\ \sum_{i=0}^n x_i^m & \sum_{i=0}^n x_i^{m+1} & \dots & \sum_{i=0}^n x_i^{2m} & \sum_{i=0}^n x_i^m f_i \end{bmatrix}$$

Особенность вычислений такой матрицы (для уменьшения количества выполняемых действий) состоит в том, что необходимо сосчитать только элементы первой строки и двух последних столбцов: остальные элементы заполняются сдвигом предшествующей строки (за исключением двух последних столбцов) на одну позицию влево. Подробное описание используемых алгоритмов приведено в [94].

В качестве иллюстрации (см. рисунок 11 и 12) далее представлены рассчитанные значения концентраций основного источника нейтронного излучения в ОТВС ВВЭР–1000 ^{244}Cm (таблица 6) и определяющего утечку радиоактивного содержимого из ТУК–13 ^{85}Kr (таблица 8) и принятые аппроксимационные коэффициенты (таблицы 7 и 9, соответственно).

Таблица 6– Рассчитанные значения концентраций ^{244}Cm (г/см³)

Глубина выгорания топлива, ГВт·сут/тU	Тип ОТВС				
	ТВС–М	УТВС	ТВСА	ТВС–2	ТВС–2М
10	2,77E–02	4,66E–02	4,66E–02	2,65E–02	2,80E–02
20	1,05E+00	1,64E+00	1,64E+00	9,99E–01	1,04E+00
25	3,14E+00	4,78E+00	4,78E+00	3,00E+00	3,11E+00
30	7,48E+00	1,10E+01	1,10E+01	7,14E+00	7,35E+00
35	1,51E+01	2,18E+01	2,18E+01	1,45E+01	1,48E+01
40	2,72E+01	3,82E+01	3,82E+01	2,61E+01	2,66E+01
42	3,35E+01	4,66E+01	4,66E+01	3,21E+01	3,27E+01
44	4,08E+01	5,62E+01	5,62E+01	3,91E+01	3,97E+01
46	4,90E+01	6,70E+01	6,70E+01	4,71E+01	4,77E+01
48	5,82E+01	7,88E+01	7,88E+01	5,59E+01	5,66E+01
50	6,88E+01	9,17E+01	9,17E+01	6,59E+01	6,70E+01
52	8,04E+01	–	1,06E+02	7,69E+01	7,79E+01
54	9,28E+01	–	1,22E+02	8,94E+01	8,99E+01
56	1,07E+02	–	1,38E+02	1,02E+02	1,03E+02
58	1,21E+02	–	1,57E+02	1,17E+02	1,18E+02
60	1,38E+02	–	1,76E+02	1,33E+02	1,33E+02
62	–	–	1,96E+02	1,49E+02	1,50E+02
64	–	–	2,18E+02	1,67E+02	1,68E+02
66	–	–	2,40E+02	1,86E+02	1,87E+02
68	–	–	2,64E+02	2,07E+02	2,07E+02
70	–	–	–	2,28E+02	2,29E+02

Таблица 7 – Аппроксимационные коэффициенты зависимости концентрации ^{244}Cm от глубины выгорания ЯТ ВВЭР–1000

Аппроксимационные коэффициенты	Тип ОТВС			
	ТВС–М	УТВС и ТВСА	ТВС–2	ТВС–2М
a0	–7,35236	–11,70501	–9,42450	–9,36993
a1	1,43113	2,27828	1,77252	1,76358
a2	–0,09137	–0,14746	–0,10831	–0,10826
a3	0,00220	0,00374	0,00252	0,00254
a4	–0,00001	–0,00002	–0,00001	–0,00001

В качестве аппроксимирующей функции принят полином 4–го порядка:

$$y(x) = a_0 + a_1x + a_2x^2 + a_3x^3 + a_4x^4$$

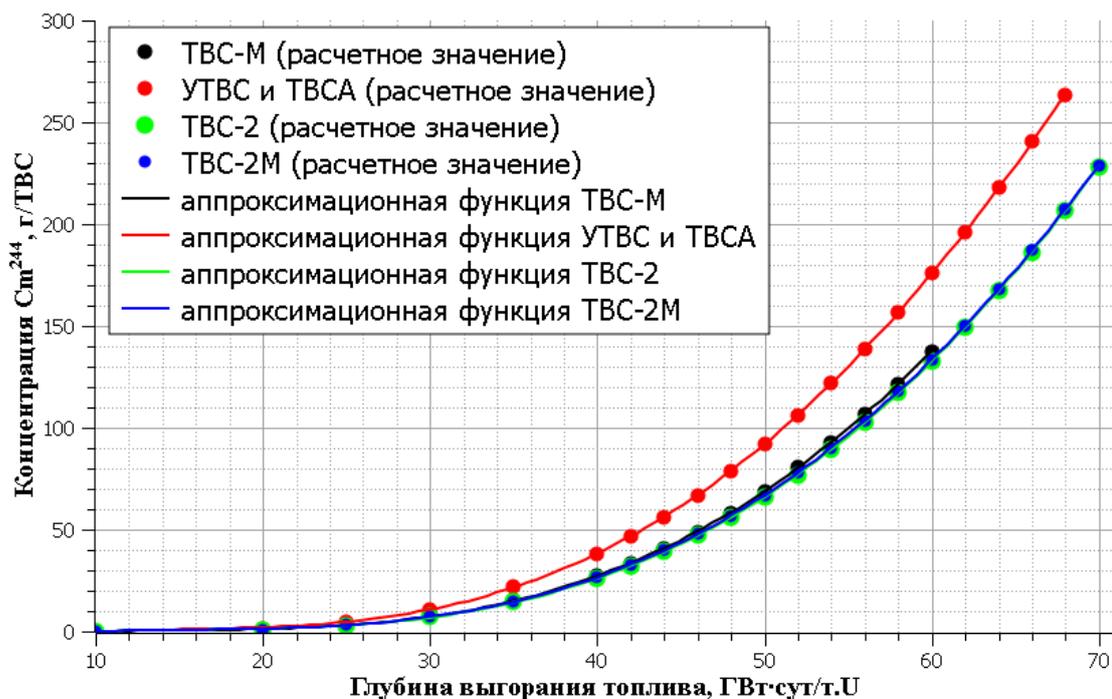


Рисунок 11 – Зависимость концентрации ^{244}Sm от глубины выгорания топлива ВВЭР-1000

Таблица 8 – Рассчитанные значения концентраций ^{85}Kr (г/см³)

Тип ОТВС	ТВС-М	УТВС	ТВСА	ТВС-2	ТВС-2М	
Глубина выгорания топлива, ГВт-сут/т.У	10	3,71E+00	3,88E+00	3,88E+00	4,03E+00	4,38E+00
	20	6,93E+00	7,19E+00	7,19E+00	7,54E+00	8,22E+00
	25	8,40E+00	8,67E+00	8,67E+00	9,19E+00	9,97E+00
	30	9,74E+00	1,01E+01	1,01E+01	1,07E+01	1,17E+01
	35	1,10E+01	1,14E+01	1,14E+01	1,21E+01	1,32E+01
	40	1,23E+01	1,26E+01	1,26E+01	1,35E+01	1,47E+01
	42	1,27E+01	1,31E+01	1,31E+01	1,40E+01	1,53E+01
	44	1,32E+01	1,36E+01	1,36E+01	1,45E+01	1,59E+01
	46	1,37E+01	1,40E+01	1,40E+01	1,50E+01	1,64E+01
	48	1,41E+01	1,44E+01	1,44E+01	1,55E+01	1,70E+01
	50	1,45E+01	1,49E+01	1,49E+01	1,60E+01	1,75E+01
	52	1,49E+01	–	1,53E+01	1,65E+01	1,80E+01
	54	1,53E+01	–	1,57E+01	1,69E+01	1,86E+01
	56	1,57E+01	–	1,61E+01	1,74E+01	1,91E+01
	58	1,62E+01	–	1,65E+01	1,79E+01	1,96E+01
	60	1,65E+01	–	1,69E+01	1,83E+01	2,00E+01
	62	–	–	1,73E+01	1,87E+01	2,05E+01
	64	–	–	1,77E+01	1,91E+01	2,10E+01
	66	–	–	1,81E+01	1,96E+01	2,15E+01
	68	–	–	1,85E+01	2,00E+01	2,19E+01
70	–	–	–	2,04E+01	2,24E+01	

Таблица 9 – Аппроксимационные коэффициенты зависимости концентраций ^{85}Kr от глубины выгорания ЯТ ВВЭР–1000

Аппроксимационные коэффициенты	Тип ОТВС			
	ТВС–М	УТВС и ТВСА	ТВС–2	ТВС–2М
a0	0,326629	0,567366	0,465407	0,470782
a1	0,357561	0,356389	0,379729	0,414628
a2	–0,00147	–0,00139	–0,00137	–0,00146

В качестве аппроксимирующей функции принят полином 2–го порядка:

$$y(x) = a_0 + a_1x + a_2x^2$$

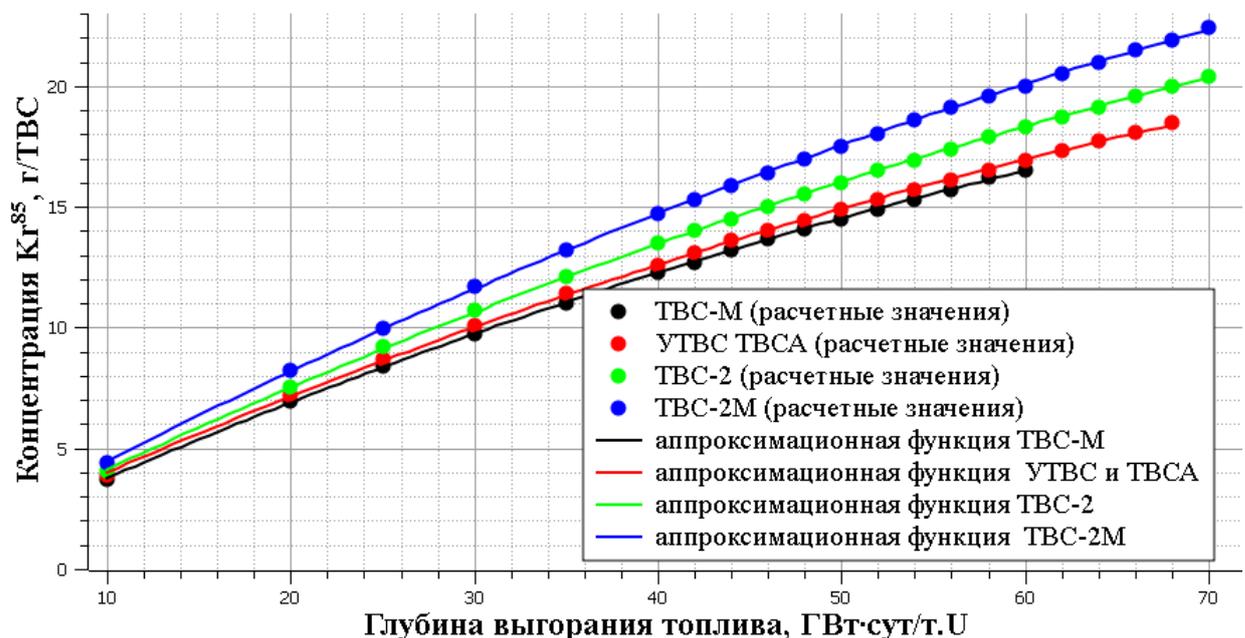
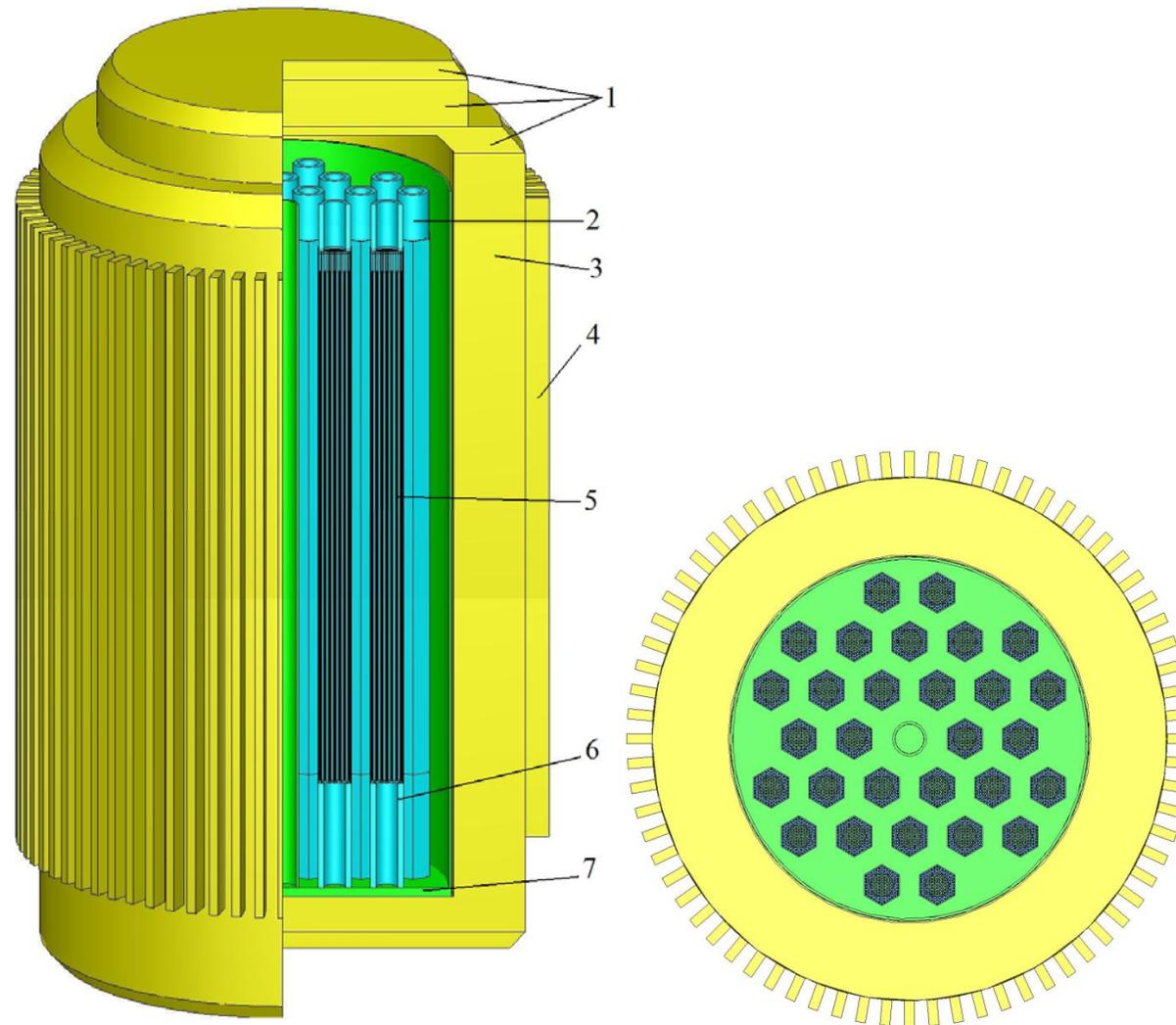


Рисунок 12 – Зависимость концентрации ^{85}Kr от глубины выгорания топлива ВВЭР–1000

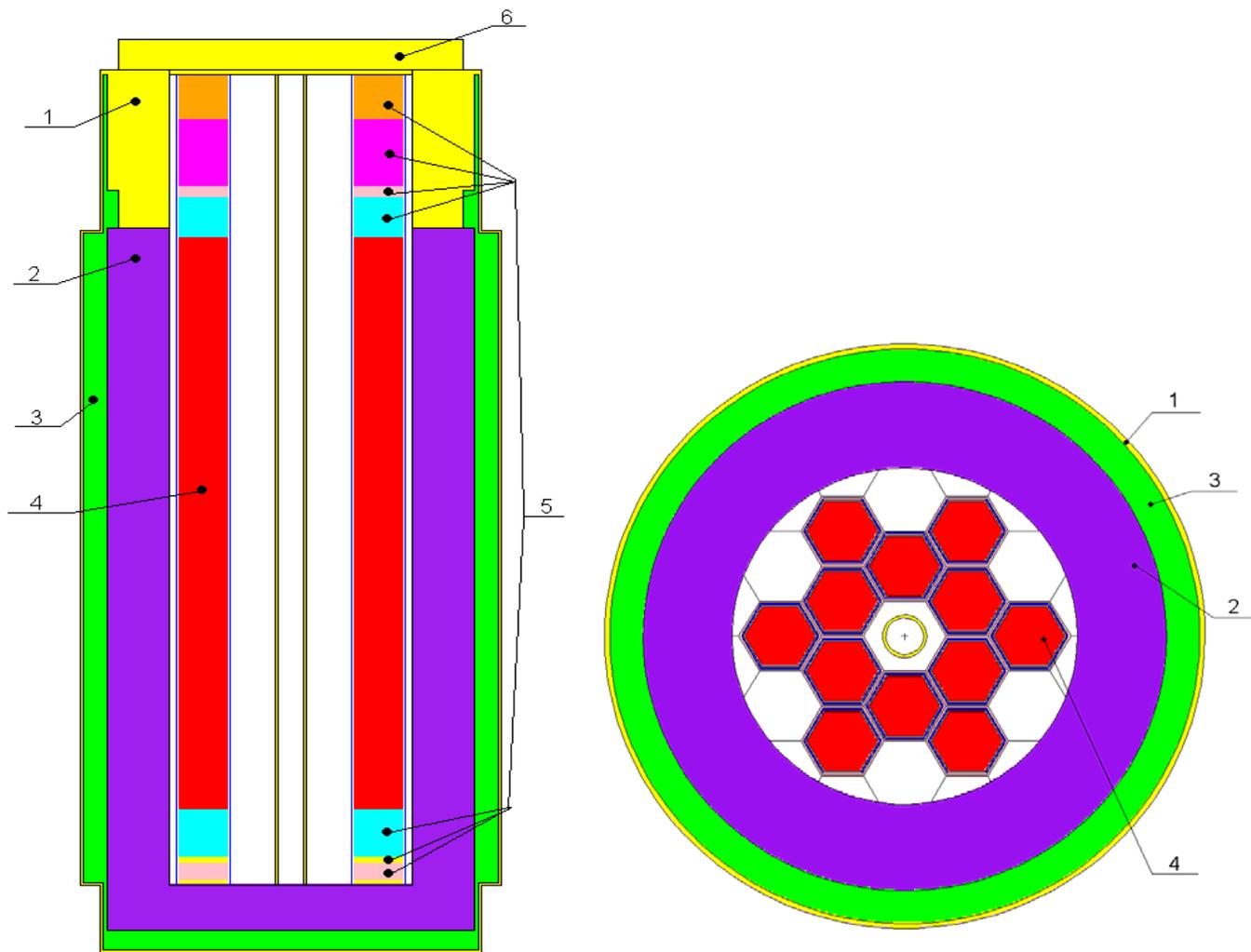
3.3 Особенности расчетных моделей

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 (см. Главу 1), автором разработаны максимально детализированные расчетные модели ТУК–6, ТУК–13 и ТУК–109 (см. рисунки 13–15) с использованием всего инструментария программного комплекса SCALE 6 [95–102] и прецизионного кода PSG2/Serpent [72, 73].



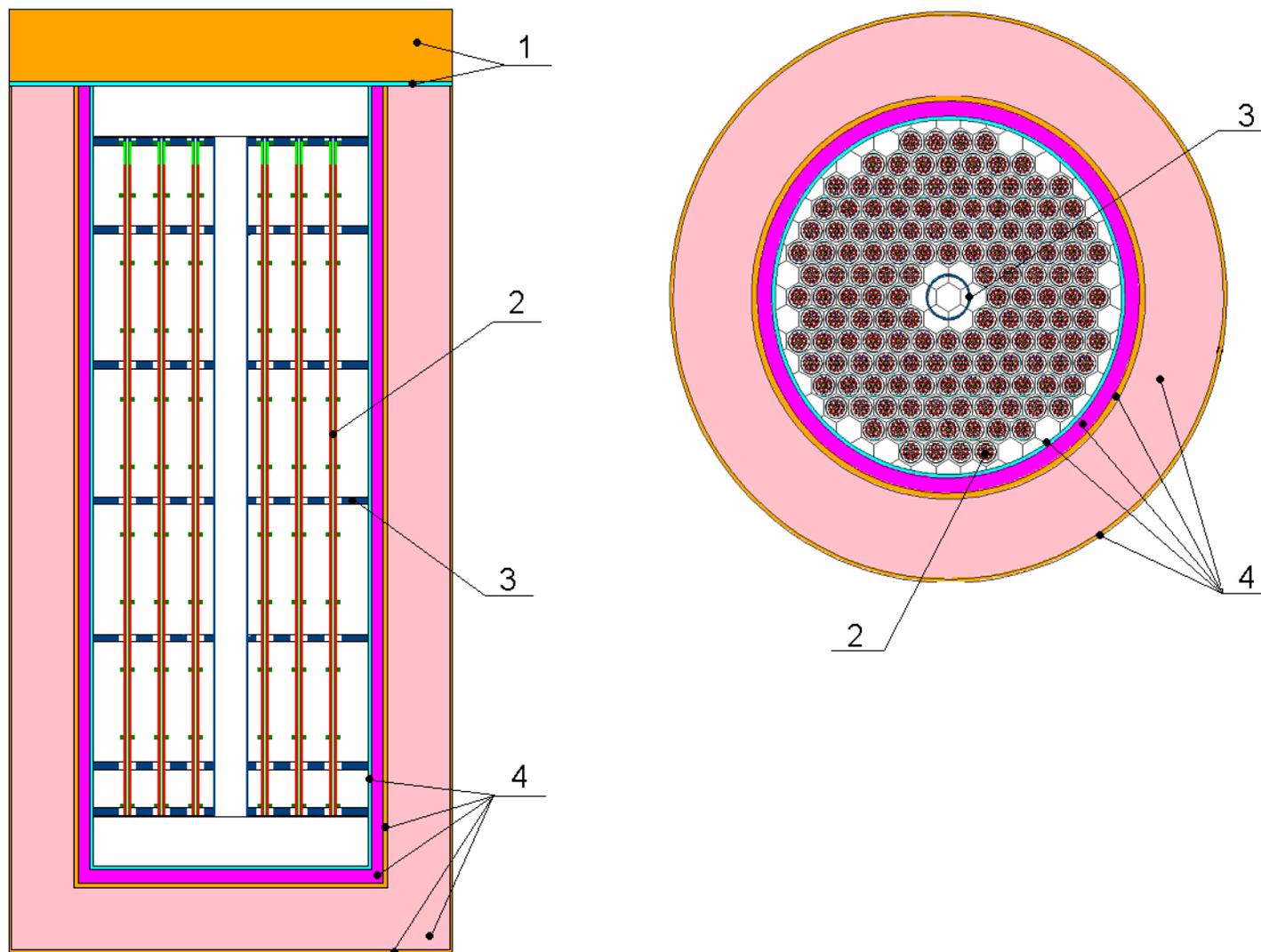
1 – крышка ТУК; 2 – головка ТВС; 3 – корпус ТУК; 4 – охлаждающие ребра; 5 – конструкционные материалы ТВС;
6 – крышка ТУК; 7 – чехол

Рисунок 13 – Расчетная модель загруженного ТУК–6 (вода в контейнере не показана)



1 – корпус ТУК; 2 – стальная часть ТУК; 3 – водородсодержащая защита; 4 – активная часть ОТВС (представлена упрощенно); 5 – конструкционные материалы ТВС; 6 – крышка ТУК

Рисунок 14 – Расчетная модель загруженного ТУК-13



1 – конструкционные материалы крышки ТУК; 2 – пучок твэлов; 3 – чехол; 4 – конструкционные материалы ТУК
 Рисунок 15 – Расчетная модель загруженного ТУК–109 (ЗДК для упрощения не показан)

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 активной части ОТВС. Разбиение топливной части ОТВС ВВЭР-440 на 6 элементов представлено на рисунке 16.

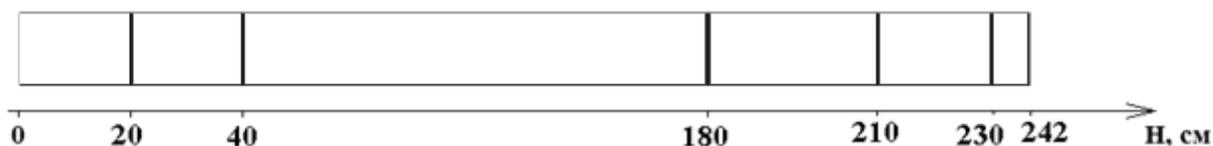


Рисунок 16 – Разбиение топливной части ОТВС по высоте

Такое разбиение выбрано исходя из характерного вида распределения интенсивностей фотонного и нейтронного источника по высоте топливной части (см. рисунок 17).

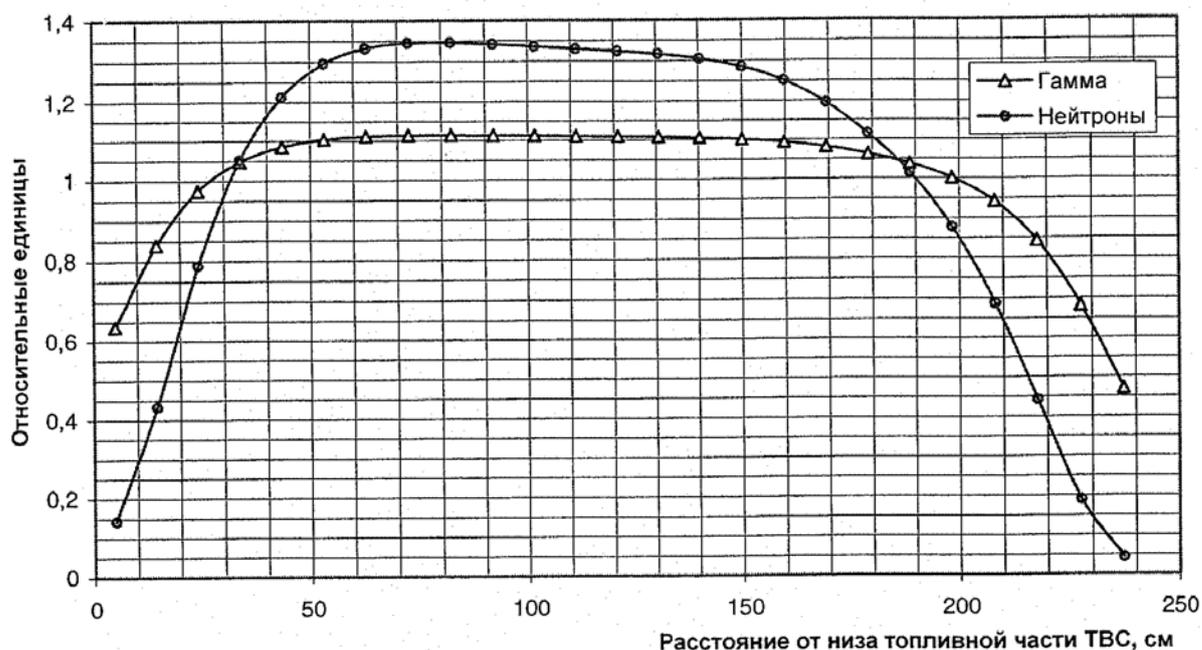


Рисунок 17 – Характерное распределение интенсивностей нейтронного и фотонного источников по высоте топливной части ОТВС ВВЭР-440

Из тех же соображений выполнено разбиение топливной части ОТВС ВВЭР-1000 типа ТВС-М, УТВС, ТВСА и ТВС-2 на 10 элементов (представлено на рисунке 18). Разбиение топливной части ОТВС типа ТВС-2М на 11 элементов представлено на рисунке 19. Профиль выгорания для ОЯТ РБМК-1000 не учитывался.



Рисунок 18 – Разбиение топливной части ОТВС по высоте (ТВС–М, УТВС, ТВСА, ТВС–2)



Рисунок 19 – Разбиение топливной части ОТВС по высоте (ТВС–2М)

Учитывая конструкционные особенности ТУК–6 и проведенные исследования особенностей формирования полей излучения за его защитой (см. Главу 2), выбрана схема расположения детекторов (всего 78 штук) вокруг ТУК, представленная на рисунках 20 и 21.

Детекторы располагались следующим образом:

1. по 3 детектора со стороны крышки и дна ТУК–6 на расстояниях, соответствующих боковой поверхности ТУК, боковой поверхности транспортного средства и 2–м метрам от боковой поверхности транспортного средства;
2. по 12 детекторов вокруг ТУК на аналогичных расстояниях в области максимального выгорания топлива;
3. по 12 детекторов вокруг ТУК на аналогичных расстояниях в области скоса крышки контейнера.

Схема расположения детекторов вокруг ТУК–13 и ТУК–109 выбиралась аналогичным образом.

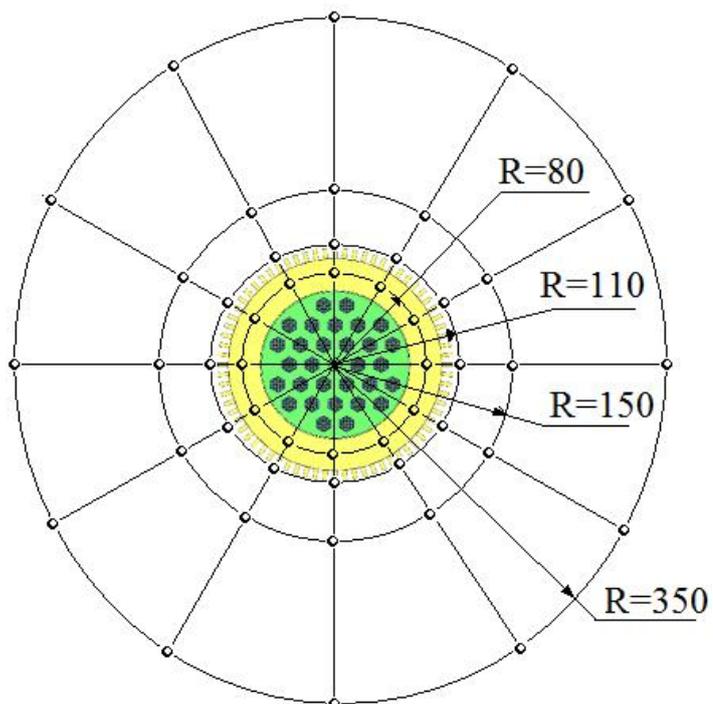


Рисунок 20– Принятое расположение детекторов вокруг ТУК–6 (вид сверху)

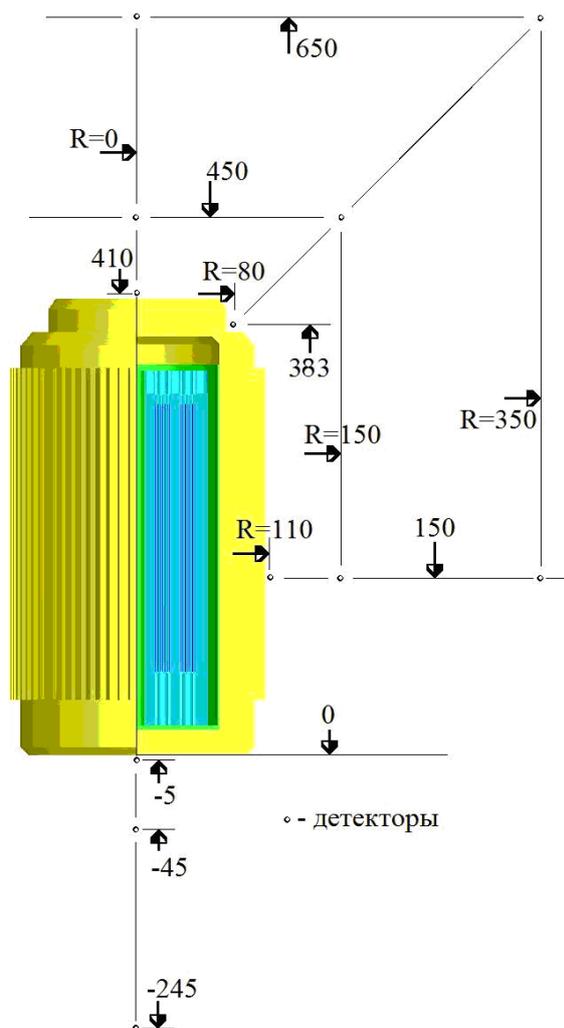


Рисунок 21 – Принятое расположение детекторов вокруг ТУК–6 (вид сбоку)

Кроме того, важно заметить, что расчет функций Грина самый время затратный этап данной работы, поэтому при расчете для целей экономии расчетного времени активно использовалась радиальная симметрия ТУК.

Так, ввиду симметрии 9-ти ОТВС в ТУК-6 относительно всех детекторов, согласно представленной на рисунке 22 схеме, возможно сократить количество расчетов путем проведения вычислений функций Грина только для ОТВС № 1-9. Аналогичное верно и по отношению к ТУК-13 и ТУК-109 (см. рисунки 23 и 24).

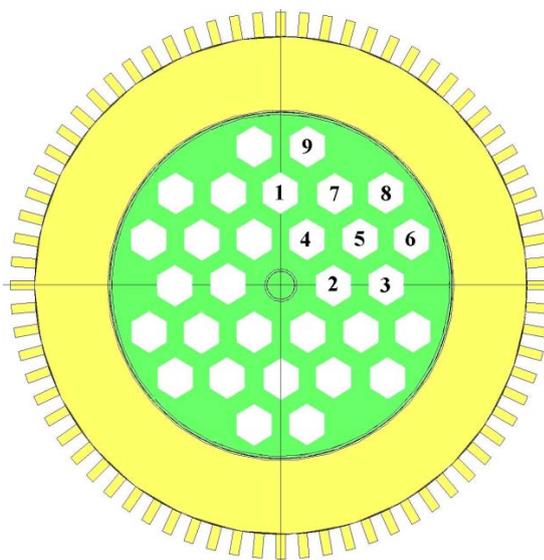


Рисунок 22 – ОТВС в ТУК-6, симметрично расположенные по отношению к детекторам

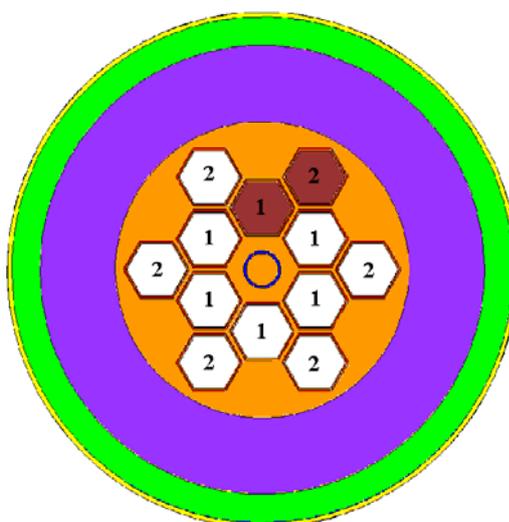


Рисунок 23 – ОТВС в ТУК-13, симметрично расположенные по отношению к детекторам

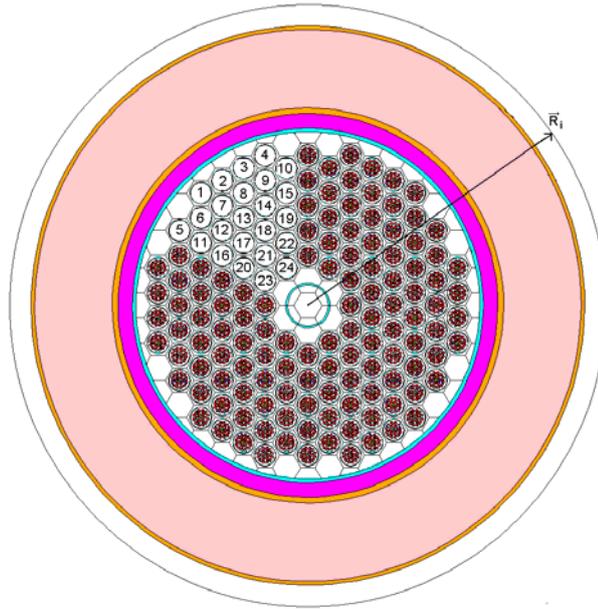


Рисунок 24 – ОТВС в ТУК–109, симметрично расположенные по отношению к детекторам

Систематические расчеты концентраций радионуклидов, определяющих источники излучения, выполнены с использованием хорошо верифицированного кода ORIGEN–ARP [103–106], входящего в состав программного комплекса SCALE 6. Поверочные расчеты проводились с использованием прецизионного кода PSG2/Serpent [72, 73, 107, 108].

Функции Грина рассчитывались для каждого источника излучения по отдельности, причем учитывались как источники гамма излучения (продукты деления, актиноиды, активационные элементы) с учетом квантовых выходов радионуклидов, так и источники нейтронного излучения (нейтроны спонтанного деления и нейтроны, образованные за счет (α, n) –реакции).

Основными источниками нейтронов спонтанного деления, как показали предварительные расчетные исследования, являются актиноиды ^{244}Cm и Cm^{242} . Они являются определяющими и дают более 99 % нейтронов, образующихся за счет реакции спонтанного деления. Причем вклад ^{242}Cm значительно уменьшается с выдержкой ОЯТ, что обусловлено меньшим периодом его полураспада ($T_{1/2}=160$ дней) по сравнению с ^{244}Cm ($T_{1/2}=18,1$ лет).

Выход нейтронов спонтанного деления аппроксимируется распределением Ватта, имеющим следующий вид

$$f(E) = C \cdot e^{-\frac{E}{a}} \cdot \sinh(b \cdot E)^{\frac{1}{2}},$$

где $f(E)$ – распределение плотности вероятности, C – нормировочный коэффициент, зависящий от изотопа, E – энергия нейтронов, a и b – параметры распределения Ватта, также зависящие от изотопа. Значения параметров a и b представлены в таблице 10.

Таблица 10 – Параметры распределения Ватта

Изотоп	a	b
Cm-242	0,891	4,046
Cm-244	0,906	3,848

Основными источниками нейтронов, образующихся за счет (α, n) -реакции, являются ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Cm , ^{244}Cm и ^{241}Am . Они дают более 95 % нейтронов, образованных за счет (α, n) -реакции. Причем с ростом глубины выгорания роль ^{239}Pu и ^{240}Pu падает. В качестве иллюстрации на рисунке 25 представлены зависимости вкладов актиноидов в выход нейтронов (α, n) -реакции.

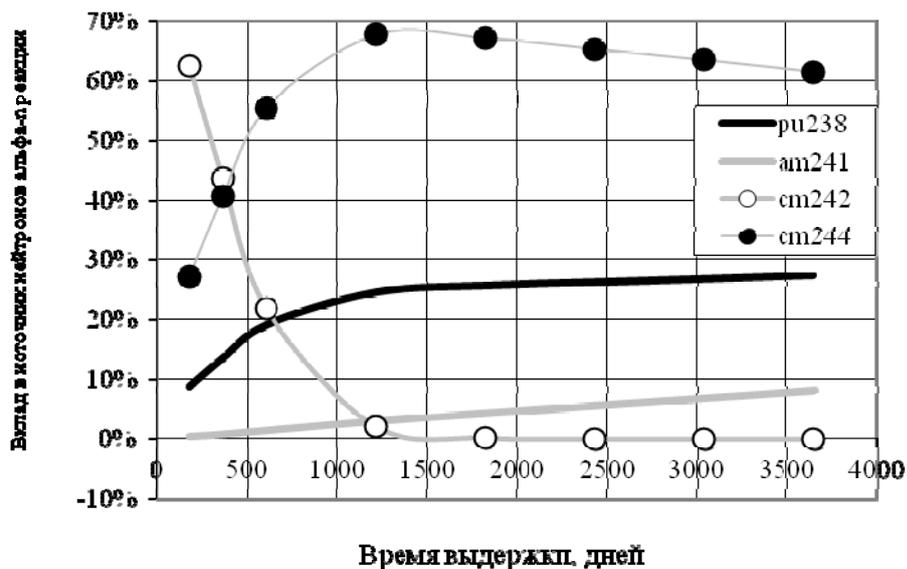


Рисунок 25 – Вклад в выход нейтронов (α, n) -реакции в зависимости от времени выдержки (ТВС-М, обогащение – 3,3 %, выгорание – 60 ГВт·сут/тU)

Выход нейтронов (α, n)-реакции аппроксимируется распределением Гаусса, имеющим следующий вид:

$$f(E) = \frac{1}{\sqrt{2\pi\sigma^2}} e^{-\frac{(E-b)^2}{2\sigma^2}},$$

где $f(E)$ – распределение плотности вероятности, E – энергия нейтронов, b и σ – параметры распределения Гаусса. Для расчетов задавались параметры распределения, равные $\sigma = 2$ МэВ и $b = 2,6$ МэВ.

3.4 Выводы по Главе 3

В третьей главе изложена методика разработки информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ, приведена и обоснована структурная блок-схема ИС. Приведено обоснование выбора среды для разработки ИС.

Предложена структура библиотеки ИС, включающей в себя данные по зависимостям концентраций радионуклидов, отвечающих за источник излучения или остаточное тепловыделение в ОТВС различной номенклатуры, а также значения $K_{эфф}$, в форме коэффициентов аппроксимации рассчитанных заранее дискретных значений.

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, разработаны и описаны максимально детализированные расчетные модели ТУК-6, ТУК-13 и ТУК-109.

ГЛАВА 4. РАЗРАБОТАННАЯ ИНФОРМАЦИОННАЯ СИСТЕМА ПОДДЕРЖКИ ПРИНЯТИЯ РЕГУЛИРУЮЩИХ РЕШЕНИЙ ПРИ ТРАНСПОРТИРОВАНИИ ОЯТ

Разработанная информационная система поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ ВВР–440, ВВЭР–1000 и РБМК–1000 построена по модульному принципу [74, 109–112]. Вся система состоит из трех полностью независимых программ (блоков информационной системы), позволяющих проводить оценки нормируемых параметров для ТУК–6, ТУК–13 и ТУК–109 соответственно. Каждый из блоков информационной системы разработан в соответствии со структурой, приведенной на рисунке 10 (Глава 3).

Начальные экраны каждого из трех блоков представлены на рисунках 26–28, соответственно.



Рисунок 26 – Начальный экран работы с блоком системы информационной поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ ВВЭР–440

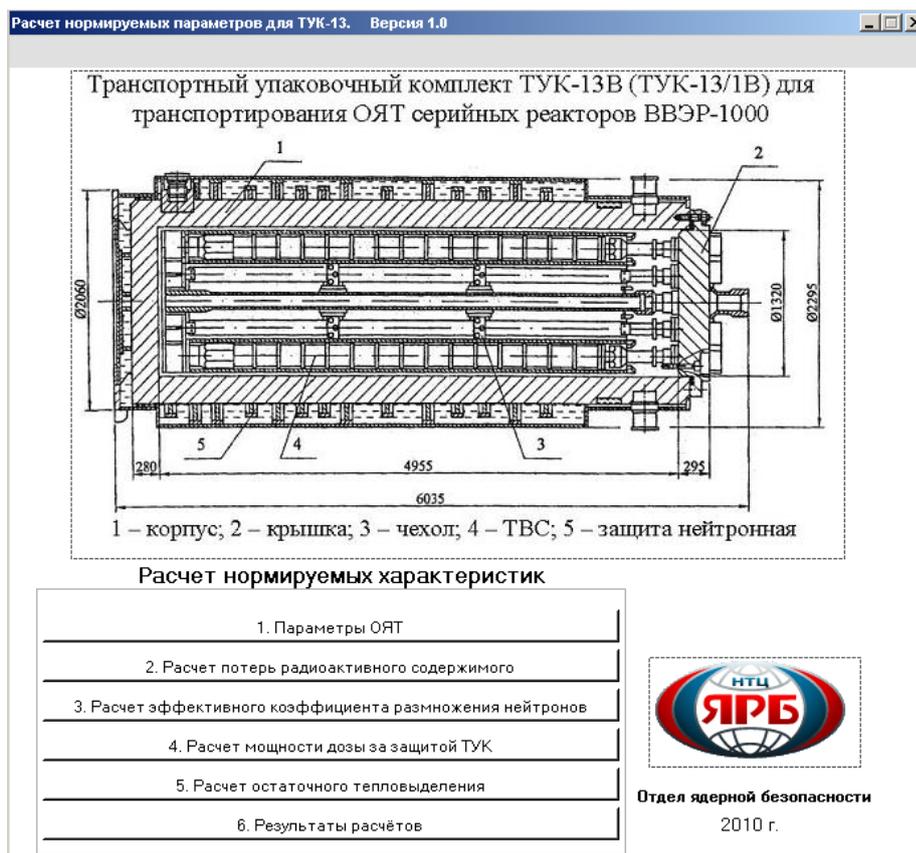


Рисунок 27 – Начальный экран работы с блоком системы информационной поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ ВВЭР–1000

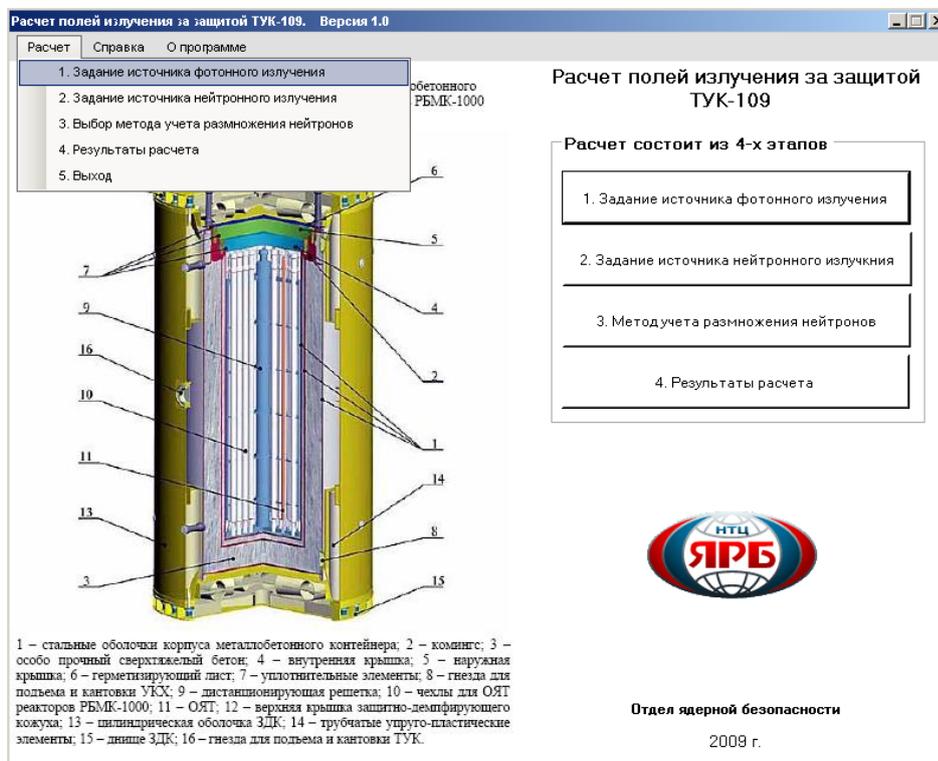


Рисунок 28 – Начальный экран работы с блоком системы информационной поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ РБМК–1000

4.1 Установка и запуск блоков информационной системы

Для установки блока информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ ВВЭР–440 необходимо на CD–диске в папке «Расчет нормируемых характеристик ТУК–6 \ install» открыть файл setup.exe, как это показано на рисунке 29.

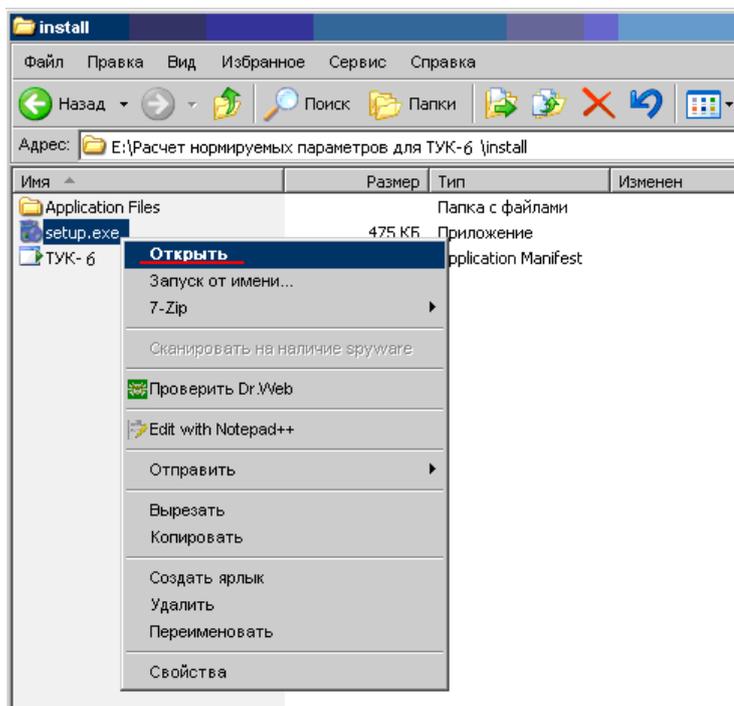


Рисунок 29 – Установка программы. Шаг первый

Программа установки может выдать предупреждение о безопасности в связи с невозможностью проверки издателя. Для дальнейшей установки необходимо нажать «Установить» (см. рисунок 30).

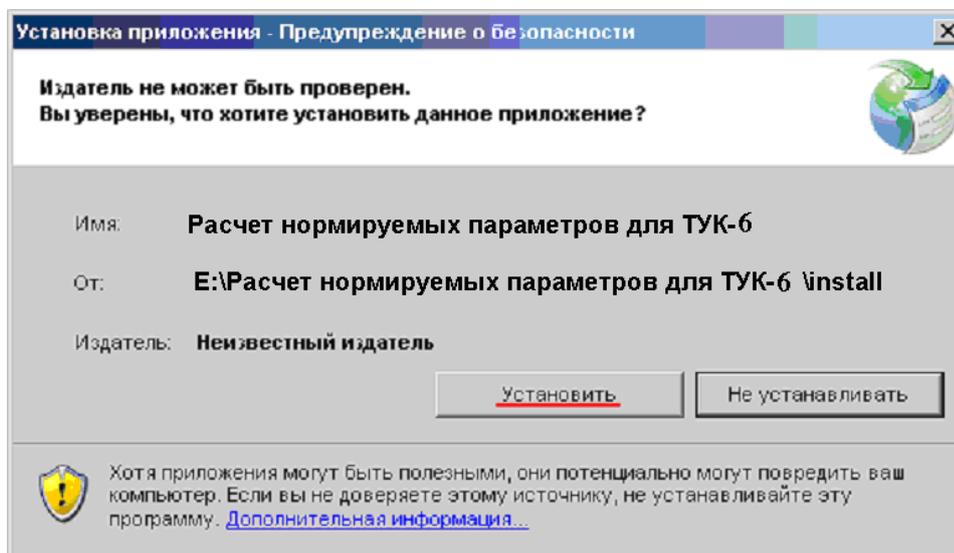


Рисунок 30 – Установка программы. Шаг второй

Доступ к программе осуществляется через меню «Пуск». Для запуска программы необходимо запустить файл «Расчет нормируемых параметров для ТУК–6», находящийся по адресу «Пуск / Программы / НТЦ ЯРБ» (см. рисунок 31).

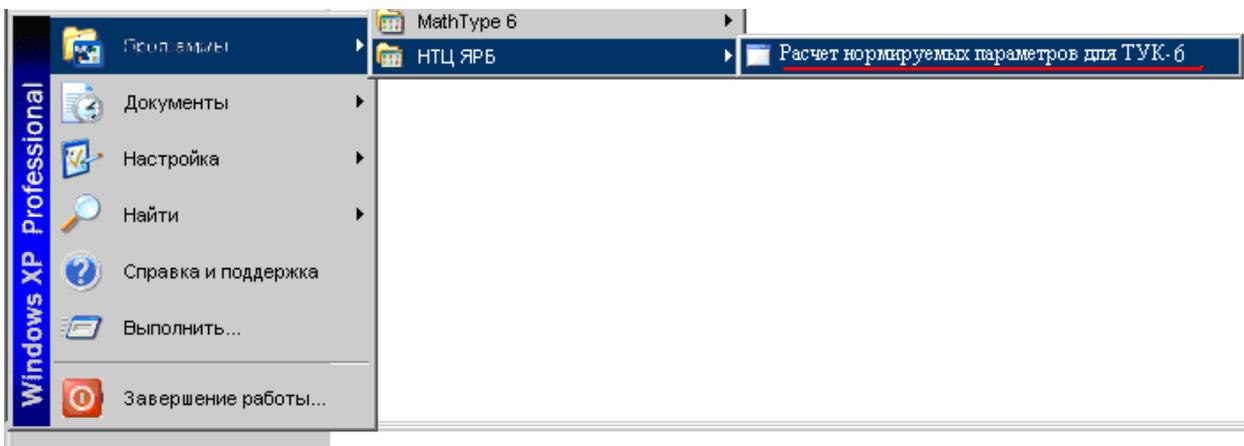


Рисунок 31 – Запуск программы

Установка и запуск блоков информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ ВВЭР–1000 и РБМК–1000 осуществляется аналогичным образом.

4.2 Работа с информационной системой

Как уже было отмечено выше информационная система построена по модульному принципу. В данном разделе настоящей работы представлено краткое описание работы с информационной системой поддержки принятия регулирующих решений на примере блока системы для транспортирования ОЯТ ВВЭР–440. Работа с остальными блоками осуществляется аналогично.

Интерфейс программы представлен на рисунке 26. В правой части находится активное меню, в котором задаются необходимые для расчета параметры топлива и непосредственно самого расчета нормируемых показателей безопасности. При этом в начале работы пользователю доступен только первый пункт меню.

Расчет нормируемых параметров по программе состоит из шести этапов:

1) Задание параметров ОЯТ

При выборе этого пункта главного меню откроется окно «Параметры ОЯТ» (см. рисунок 32). В данном окне необходимо указать для каждой ОТВС, загружаемой в ТУК–6, ее тип, глубину выгорания. По умолчанию для всех ОТВС установлено стандартное распределение нейтронного и фотонного источников по высоте, однако возможен ручной ввод распределения нейтронного и фотонного источников по высоте. Вкладки с цифрами от 1 до 30 соответствуют ячейке под ТВС в ТУК–6 согласно схеме, представленной на рисунке 32.

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
11	12	13	14	15	16	17	18	19	20
21	22	23	24	25	26	27	28	29	30

Начальное обогащение ТВС

- 1,6%
- 2,4%
- 3,6%
- 3,83%
- 4,21%
- 4,4%
- пусто

Выгорание, ГВт•сут/тУ:

Время выдержки, дней:

Распределение нейтронного источника по высоте ТВС

0-20	20-40	40-180	180-210	210-230	230-242
<input type="text" value="0,35"/>	<input type="text" value="1,05"/>	<input type="text" value="1,3"/>	<input type="text" value="0,9"/>	<input type="text" value="0,45"/>	<input type="text" value="0,1"/>

Распределение фотонного источника по высоте ТВС

0-20	20-40	40-180	180-210	210-230	230-242
<input type="text" value="0,8"/>	<input type="text" value="1,05"/>	<input type="text" value="1,1"/>	<input type="text" value="1"/>	<input type="text" value="0,8"/>	<input type="text" value="0,55"/>

Отмена | Ручной ввод | Подтвердить | Далее

Рисунок 32 – Задание параметров ОЯТ

Если загрузка ТУК–6 не полная, то в отсутствующей ячейке под ОТВС в графе «Начальное обогащение ТВС» необходимо выбрать пункт «пусто».

Для каждого типа ТВС глубина выгорания не должна превышать проектного значения. Диапазон глубин выгорания топлива для каждого из рассмотренных в настоящей работе тип ТВС реактора ВВЭР–440 представлен в таблице 11.

Таблица 11 – Диапазон глубин выгорания топлива

Начальное обогащение по U-235, %	1,6	2,4	3,6	3,82	4,21	4,4
Диапазон глубин выгорания, ГВт·сут/тU	5÷36	5÷36	5÷36	5÷45	5÷57	5–57

После задания для каждой ТВС, загружаемой в ТУК–6, ее типа, глубины выгорания и распределения нейтронного и фотонного источников по высоте необходимо нажать «Подтвердить» и «Далее». После этого станут доступны остальные пункты главного меню, кроме 4–ого.

2) Расчет потерь радиоактивного содержимого

При выборе этого пункта главного меню откроется окно «Расчет потерь радиоактивного содержимого» (см. рисунок 33). В данном окне будут продублированы данные о типе и глубине выгорания каждой ТВС. Расчет концентраций содержащихся в ОТВС Kr^{85} и H^3 осуществляется путем нажатия на окно «Расчет». Рассчитанные данные при необходимости можно поменять вручную воспользовавшись функцией «Ручной ввод», которая дает пользователю возможность указать концентрации данных нуклидов самому.

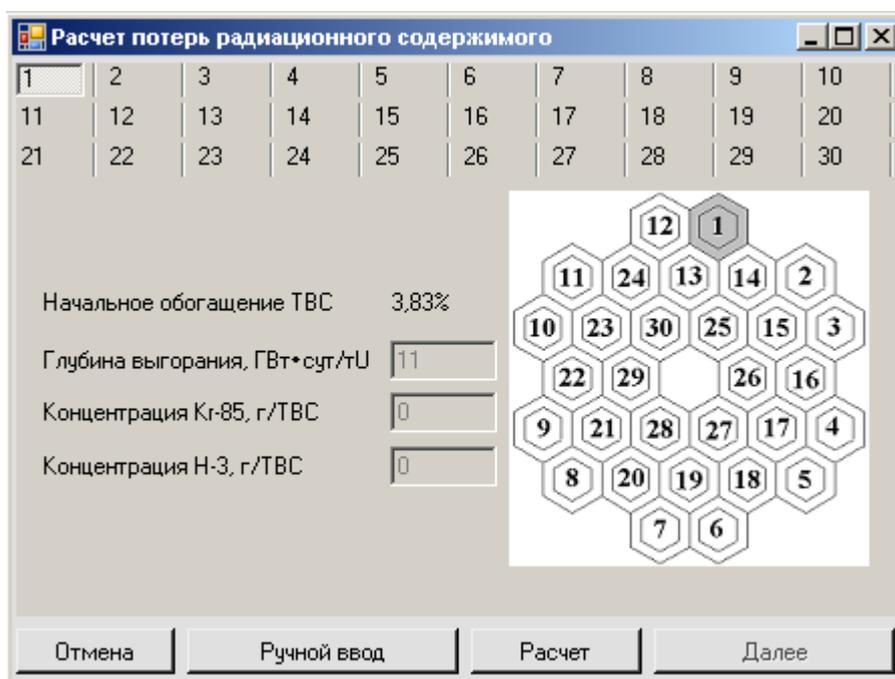


Рисунок 33 – Расчет потерь радиоактивного содержимого

Убедившись, что расчет завершен, следует нажать «Далее». Окно «Расчет потерь радиоактивного содержимого» будет свернуто, а результат

расчета будет занесен в память и доступен при нажатии на 6–ой пункт главного меню.

3) Расчет эффективного коэффициента размножения нейтронов

При выборе этого пункта главного меню откроется окно «Расчет эффективного коэффициента размножения нейтронов» (см. рисунок 34). В данном окне будут продублированы данные о типе и глубине выгорания каждой ОТВС.



Рисунок 34 – Расчет эффективного коэффициента размножения нейтронов

Убедившись в правильности задаваемых параметров необходимо нажать «Расчет». Окно «Расчет эффективного коэффициента размножения нейтронов» будет свернуто, а результат расчета будет занесен в память и доступен при нажатии на 6–ой пункт главного меню. После определения эффективного коэффициента размножения нейтронов данной системы пользователю станет доступен 4–ый пункт главного меню.

4) Расчет мощности дозы за защитой ТУК

При выборе этого пункта главного меню откроется окно «Расчет мощности дозы за защитой ТУК» (см. рисунок 35). В данном окне будет продублировано значение рассчитанного ранее эффективного коэффициента размножения нейтронов. Для расчета источников нейтронного и фотонного

излучения необходимо нажать «Расчет». Полученные данные при необходимости можно поменять вручную, воспользовавшись функцией «Ручной ввод».

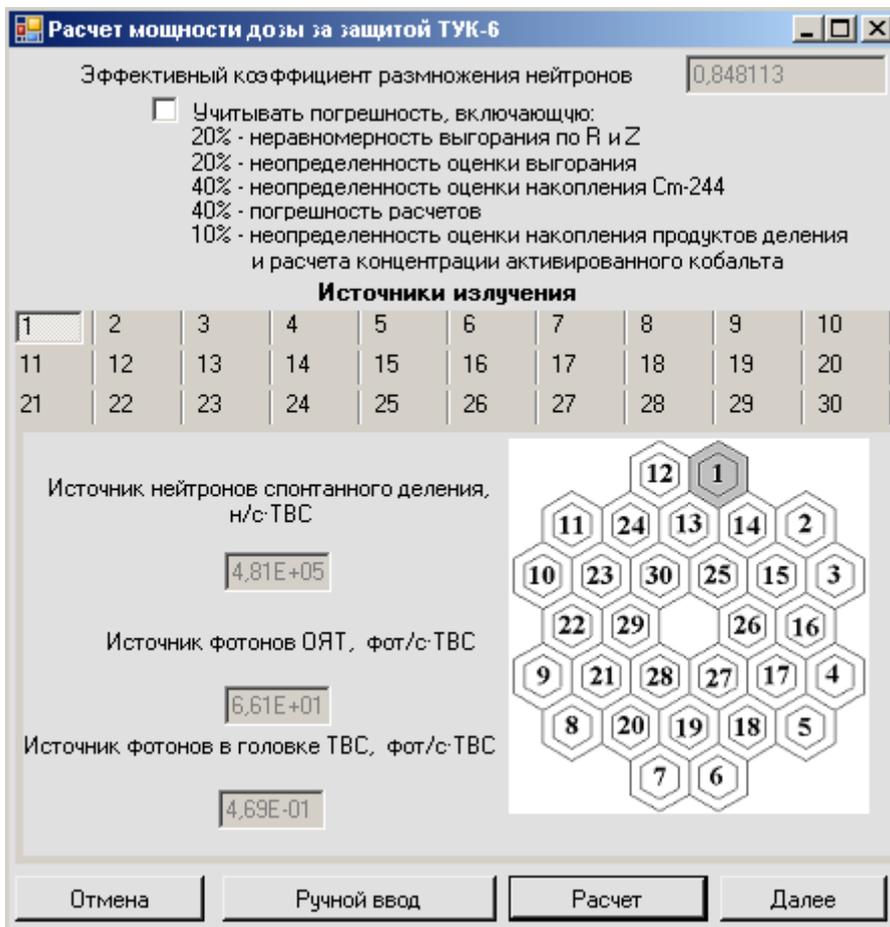


Рисунок 35 – Расчет мощности дозы за защитой ТУК

Убедившись, что расчет завершен, следует нажать «Далее». Окно «Расчет мощности дозы за защитой ТУК» будет свернуто, а результат расчета будет занесен в память и доступен при нажатии на 6–ой пункт главного меню. В результате будут рассчитаны значения мощности дозы в каждом из 78–ми детекторов, расположенных вокруг ТУК–6 согласно схеме, представленной на рисунке 36.

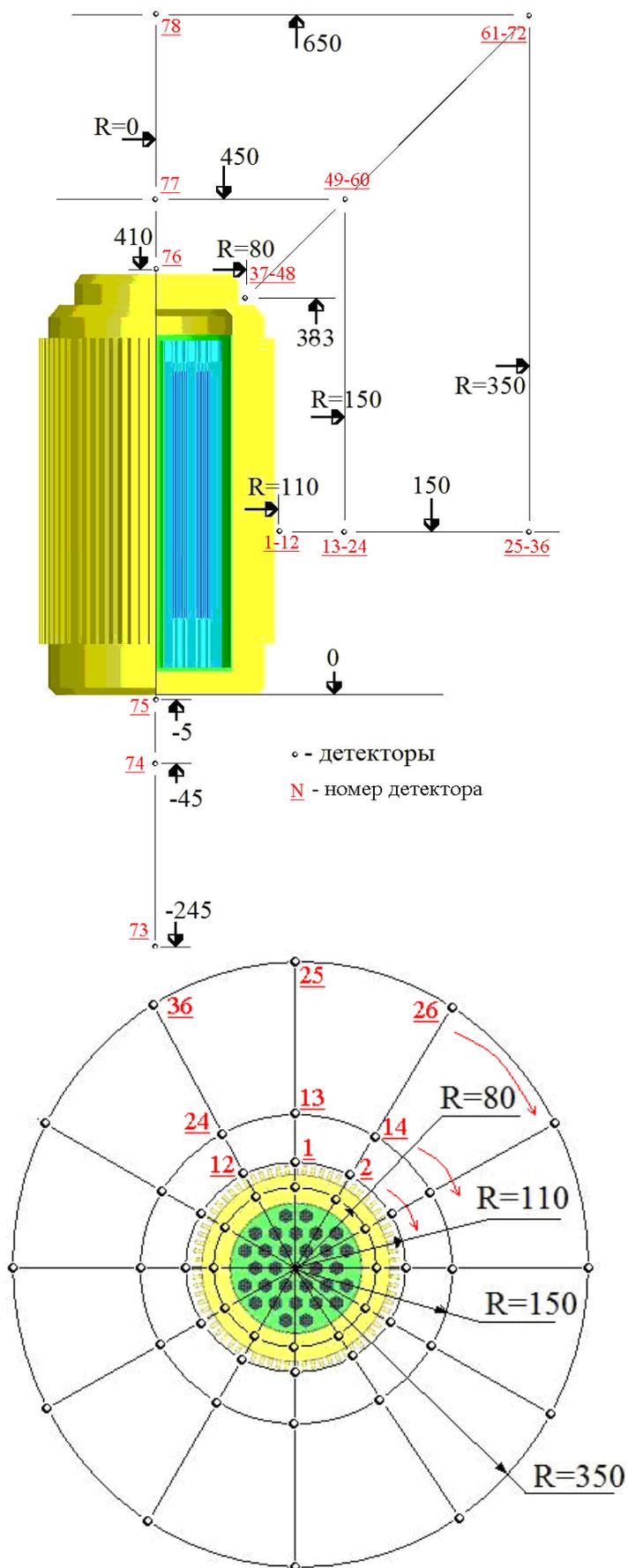


Рисунок 36 – Схема нумерации детекторов

5) Расчет остаточного тепловыделения

При выборе этого пункта главного меню откроется окно «Расчет остаточного тепловыделения» (см. рисунок 37). Расчет концентрации содержащихся в ОТВС радионуклидов, определяющих ее остаточное тепловыделение, осуществляется путем нажатия на «Расчет». Полученные данные при необходимости можно поменять вручную, воспользовавшись функцией «Ручной ввод».

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
11	12	13	14	15	16	17	18	19	20
21	22	23	24	25	26	27	28	29	30

Концентрация нуклидов, ответственных за остаточное тепловыделение, г/ТВС

Sr-90 Eu-154

Pu-106 Pu-238

Cs-134 Cm-242

Cs-137 Cm-244

Ce-144

Отмена Ручной ввод Расчет Далее

Рисунок 37 – Расчет остаточного тепловыделения

Убедившись, что расчет завершен, следует нажать «Далее». Окно «Расчет остаточного тепловыделения» будет свернуто.

6) Вывод результатов

При выборе этого пункта главного меню откроется окно «Результаты расчетов» в котором будут представлены результаты всех расчетов, описанных выше.

4.3 Верификация блоков информационной системы

В целях верификации разработанных блоков ИС поддержки принятия регулирующих решений было произведено сравнение результатов, полученных с ее помощью, с результатами, полученными посредством прямых расчетов коллективами других авторов (например, [84, 113, 114]).

Полученные с помощью разработанного программного комплекса результаты, превышают результаты прямых расчетов на 11÷14 %, что объясняется заложенными в блоки информационной системы консервативными приближениями при оценках источника излучения, при создании расчетных моделей, а так же консервативным учетом погрешностей.

Кроме того, для блока информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ ВВЭР–1000 выполнено сравнение с экспериментальными данными, полученными на Калининской АЭС при загрузке ТУК–13 ОТВС типа ТВСА с глубиной выгорания до 48,8 ГВт·сут/тU и временем выдержки 4,3 года. Результаты представлены в таблице 12.

Таблица 12. Мощность дозы на боковой поверхности ТУК–13 (Зв/час)

Метод расчета	Мощность дозы, Зв/час
Экспериментальные данные	1,5Е–04
Блок информационной системы	1,73Е–04
Отклонение результатов	+16%

Как видно из таблицы 12, результаты, полученные с помощью разработанного программного комплекса, хорошо согласуются с экспериментальными данными.

4.4 Выводы по Главе 4

В четвертой главе приведено описание разработанной ИС поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Показано, что ИС позволяет проводить оценки нормируемых показателей безопасности для ТУК-6, ТУК-13 и ТУК-109 по вводимым известным и/или измеряемым параметрам ОТВС.

Из изложенного в главе видно, что разработанная ИС предоставляет специалистам Ростехнадзора, принимающим регулирующие решение, максимально «дружественный» интерфейс, минимизирующий вероятность

задания ошибочных исходных или промежуточных данных для выполнения расчетов. Кроме того, 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.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В рамках диссертационной работы проанализирована существующая в Российской Федерации нормативная база регулирования безопасности при транспортировании ОЯТ, показано ее соответствие международным стандартам МАГАТЭ для всех нормируемых показателей безопасности.

Проанализирована реализуемая в настоящее время технология транспортирования ОТВС ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000 с АЭС на предприятия ЯТЦ, номенклатура транспортируемого ЯТ.

Методами математического моделирования с использованием современного аппарата теории переноса излучений, реализующего его программного обеспечения выполнен расчетный анализ физических закономерностей формирования нормируемых при транспортировании ОЯТ показателей безопасности, их зависимостей от известных и/или измеряемых характеристик ядерного топлива существующей номенклатуры, а также ЯТ, разработанного для перспективных топливных циклов, характеризующихся повышенной глубиной выгорания ОЯТ. По результатам анализа выявлены проблемы безопасности, связанные с необходимостью транспортирования ОТВС новых видов ядерного топлива с повышенной глубиной выгорания и, соответственно, с более напряженными радиационными характеристиками из хранилищ АЭС в ТУК существующих конструкций, предназначавшихся изначально для транспортирования ОТВС с менее напряженными характеристиками.

По результатам анализа реализуемой в настоящее время в Российской Федерации технологии транспортирования ОЯТ с АЭС на предприятия ЯТЦ, нормативной базы регулирования безопасности при транспортировании ОЯТ, практики обоснования безопасности транспортирования ОТВС и оценки этого обоснования при регулировании безопасности, показано, что выполнение упомянутых обоснований безопасности и его оценка в соответствии с существующей практикой (с использованием отраслевого стандарта ОСТ 95 745-2005) не могут быть выполнены с точностью,

позволяющей в необходимой мере использовать заложенные в конструкцию ТУК «запасы».

Показана принципиальная возможность разработки проблемно-ориентированной информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ с АЭС на предприятия ЯТЦ, которая обеспечит специалистам Федеральной службы по экологическому, техническому и атомному надзору возможность выполнять оценку достаточности представленных эксплуатирующей организацией полных расчетных обоснований безопасности.

Разработана концепция и общая методология создания информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ, обоснован выбор методики ее программной реализации. Созданы три отдельных блока информационной системы в соответствии с разработанной концепцией для каждой из трех защитных композиций: «ТУК-6 + ОТВС ВВЭР-440», «ТУК-13 + ОТВС ВВЭР-1000» и «ТУК-109 + пучки твэл ОТВС РБМК-1000». Представлено описание разработанной информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ с АЭС на предприятия ядерного топливного цикла.

Кроме выполнения непосредственно поставленных задач поддержки принятия регулирующих решений, созданная информационная система 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. При создании системы практически реализованы принципы, подходы и методы, которые при необходимости можно будет использовать для решения аналогичных задач для других типов транспортных контейнеров и видов ядерного топлива (например, для транспортирования ОЯТ исследовательских реакторов, или перспективных контейнеров для ОЯТ реакторов ВВЭР, таких как ТУК-140).

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ

1. 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.
2. ОСТ 95 745–2005. Отработавшие тепловыделяющие сборки ядерных энергетических реакторов типа ВВЭР: Общие требования к поставке на заводы регенерации. – ВНИПИЭТ, 2005.
3. Рыжов А.В., Рыжов С.Б., Мохов В.А., Васильченко И.Н., Кушманов С.А., Куракин К.Ю., Медведев В.С. Опыт эксплуатации новых топливных сборок и перспективы развития топливных циклов для АЭС с ВВЭР // Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики: материалы седьмой международной научно–технической конференции.–2010.
4. О создании металлобетонных контейнеров для длительного хранения и транспортирования ОЯТ: приказ от 24.04.1995 № 142 подписан министром атомной промышленности России В.Н. Михайловым.
5. Гуськов В.Д. Создание металлобетонных контейнеров для ОЯТ ядерных энергетических установок // Стратегия безопасности использования атомной энергии: материалы конференции. – ОАО «КБСМ», 2006.
6. Об использовании атомной энергии: [Федеральный закон от 21.11.1995 № 170–ФЗ].
7. Об охране окружающей среды: [Федеральный закон от 10.01.2002 № 7–ФЗ].
8. О радиационной безопасности: [Федеральный закон от 09.01.1996 № 3–ФЗ].
9. НП–053–04. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов. – Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2004.

10. Safety of transport of radioactive material : proceedings of an International Conference on the Safety of Transport of Radioactive Material // International Conference on the Safety of Transport of Radioactive Material/ organized by the International Atomic Energy Agency, co-sponsored by the International Civil Aviation Organization ... [et al.]. – Vienna, 7–11 July 2003. – p.; 24 cm. – (Proceedings series, ISSN 0074–1884).
11. TS–R–1. Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов: Требования безопасности: Нормы безопасности МАГАТЭ. – Вена, МАГАТЭ, 2000.
12. 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. – С. 23–26.
13. СанПиН 2.6.1.1281–03. Санитарные правила по радиационной безопасности персонала и населения при транспортировании радиоактивных материалов (веществ). – Минздрав России, 2003.
14. СанПиН 2.6.1.2523–09. Нормы радиационной безопасности (НРБ–99/2009). – 2009.
15. Хранение отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов / В.И. Калинин, В.Г. Крицкий, А.И. Токаренко, Н.С. Тихонов, Н.В. Размашкин, А.Л. Серова, А.Н. Балицкая. – ОАО «ВНИПИЭТ», 2009.
16. Троянов В., Лавренюк П., Молчанов В. Ядерное топливо. Современное состояние и перспективы // Ежемесячный журнал атомной энергетики России. – 2008. – № 5.
17. Активные зоны ВВЭР для атомных станций / В.Д. Шмелев, Ю.Г. Драгунов, В.П. Денисов, И.Н. Васильченко. – М.: ИКЦ «Академкнига», 2004.

18. Комплекс кассет третьего поколения реактора ВВЭР–440: Пояснительная записка 467 ПЗ. – ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС».
19. Обоснование нейтронно–физической и радиационной частей проектов ВВЭР / А.К. Горохов, Ю.Г. Драгунов, Г.Л. Лунин, А.Н. Новиков, В.И. Цофин, Ю.А. Ананьев. – М.: ИКЦ «Академкнига», 2004.
20. Лавренюк П.И., Молчанов В.Л., Троянов В.Ф., Ионов В.Б. Ядерное топливо для реакторов ВВЭР // Современное состояние и перспективы: обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР: материалы 5–й Международной научно–технической конференции. – Подольск: ФГУП ОКБ «Гидропресс», 2007.
21. Анализ номенклатуры и характеристики существующих ТВС ВВЭР–1000: Отчет о НИР / ФБУ «НТЦ ЯРБ»; рук. А.А. Строганов, отв. исп. А.В. Курныдин. – М: НТЦ ЯРБ, 2010.
22. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК/ М.И. Абрамов, В.И. Авдеев, Е.О. Адамов и др. – М.: ФГУП «НИКИЭТ», 2006.
23. RUS/0105/B(M)F–96T. Сертификат–разрешение на конструкцию упаковки и перевозку. Транспортный упаковочный комплект ТУК–6 с отработавшими ТВС ВВЭР–440 Кольской АЭС.
24. RUS/052/B(U)F–96T. Сертификат–разрешение на конструкцию упаковки и перевозку. Транспортный упаковочный комплект ТУК–13/1В с отработавшим ядерным топливом серийных реакторов ВВЭР–1000.
25. RUS/046/B(U)F–96T. Сертификат–разрешение на конструкцию упаковки и перевозку. Транспортный упаковочный комплект ТУК–13В с отработавшим ядерным топливом серийных реакторов ВВЭР–1000.
26. RUS/0103/B(U)F–96. Сертификат–разрешение на конструкцию упаковки. Транспортный упаковочный комплект ТУК–109 с отработавшим ядерным топливом реакторов РБМК–1000.

27. 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. – 2010. – №8. – С. 6 – 9.
28. А.В. Курындин, А.А. Строганов, А.М. Киркин. 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.
29. НП–061–05. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии. – Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2005.
30. Экспертное заключение о безопасности транспортирования партии отработавших тепловыделяющих сборок ВВЭР–440 с Кольской АЭС на завод регенерации ФГУП «ПО «Маяк». – НТЦ ЯРБ, 2006. – ДНП–5–1038–2006.
31. Экспертное заключение о безопасности транспортирования партии отработавших тепловыделяющих сборок ВВЭР–440 Нововоронежской АЭС на завод регенерации ФГУП «ПО «Маяк». – М.: НТЦ ЯРБ, 2007. – ДНП–5–1093–2007.
32. Экспертное заключение о безопасности транспортирования партии отработавших тепловыделяющих сборок ВВЭР–440 Кольской АЭС на

- завод регенерации ФГУП «ПО «Маяк». – М.:НТЦ ЯРБ, 2007.
– ДНП–5–1203–2007.
33. Экспертное заключение о безопасности транспортирования партии отработавших тепловыделяющих сборок ВВЭР–440 Нововоронежской АЭС на завод регенерации ФГУП «ПО «Маяк». – М.: НТЦ ЯРБ, 2008. – ДНП–5–1263–2008.
34. Экспертное заключение о безопасности транспортирования партии отработавших тепловыделяющих сборок ВВЭР–440 Ровенской АЭС на завод регенерации ФГУП «ПО «Маяк». – М.: НТЦ ЯРБ, 2008. – ДНП–5–1317–2008.
35. Экспертное заключение о безопасности транспортирования партии отработавших тепловыделяющих сборок ВВЭР–440 Кольской АЭС на завод регенерации ФГУП «ПО «Маяк». – М.: НТЦ ЯРБ, 2008. – ДНП–5–1349–2008.
36. Экспертное заключение о безопасности транспортирования партии отработавших тепловыделяющих сборок ВВЭР–440 Нововоронежской АЭС на завод регенерации ФГУП «ПО «Маяк». – М.: НТЦ ЯРБ, 2009. – ДНП–5–1619–2009.
37. Экспертное заключение о безопасности транспортирования партии отработавших тепловыделяющих сборок ВВЭР–440 Кольской АЭС на завод регенерации ФГУП «ПО «Маяк». – М.: НТЦ ЯРБ, 2010. – ДНП–5–1781–2010.
38. Экспертное заключение о безопасности транспортирования партии отработавших тепловыделяющих сборок ВВЭР–440 Нововоронежской АЭС на завод регенерации ФГУП «ПО «Маяк». – М.:, НТЦ ЯРБ, 2010. – ДНП–5–1828–2010.
39. Экспертное заключение о безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР–1000, не в полной мере удовлетворяющих ОСТ 95 745–2005, с Балаковской АС в хранилище ГХК. – М.: НТЦ ЯРБ, 2005. – ДНП–5–0791–2005.

40. Экспертное заключение о безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР–1000, не в полной мере удовлетворяющих ОСТ 95 745–2005, с Балаковской АС в хранилище ГХК. – М.: НТЦ ЯРБ, 2005. – ДНП–5–0807–2005.
41. Экспертное заключение о безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР–1000, не в полной мере удовлетворяющих ОСТ 95 745–2005, с Балаковской АС в хранилище ГХК. – М.: НТЦ ЯРБ, 2005. – ДНП–5–0875–2005.
42. Экспертное заключение о безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР–1000, не в полной мере удовлетворяющих ОСТ 95 745–2005, с Калининской АС в хранилище ГХК. – М.: НТЦ ЯРБ, 2006. – ДНП–5–0791–2006.
43. Экспертное заключение о безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР–1000, не в полной мере удовлетворяющих ОСТ 95 745–2005, с Балаковской АС в хранилище ГХК. – М.: НТЦ ЯРБ, 2006. – ДНП–5–0941–2006.
44. Экспертное заключение о безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР–1000, не в полной мере удовлетворяющих ОСТ 95 745–2005, с Балаковской АС в хранилище ГХК. – М.: НТЦ ЯРБ, 2006. – ДНП–5–0994–2006.
45. Экспертное заключение о безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР–1000, не в полной мере удовлетворяющих ОСТ 95 745–2005, с Балаковской АС в хранилище ГХК. – М.: НТЦ ЯРБ, 2007. – ДНП–5–1042–2007.
46. Экспертное заключение о безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР–1000, не в полной мере удовлетворяющих ОСТ 95 745–2005, с Балаковской АС в хранилище ГХК. – М.: НТЦ ЯРБ, 2007. – ДНП–5–1135–2007.
47. Экспертное заключение о безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР–1000, не в полной мере удовлетворяющих ОСТ 95 745–2005, с

- Балаковской АС в хранилище ГХК. – М.: НТЦ ЯРБ, 2007.
– ДНП–5–1182–2007.
48. Экспертное заключение о безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР–1000, не в полной мере удовлетворяющих ОСТ 95 745–2005, с Балаковской АС в хранилище ГХК. – М.: НТЦ ЯРБ, 2008.
– ДНП–5–1230–2008.
49. Экспертное заключение о безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР–1000, не в полной мере удовлетворяющих ОСТ 95 745–2005, с Балаковской АС в хранилище ГХК. – М.: НТЦ ЯРБ, 2008.
– ДНП–5–1313–2008.
50. Экспертное заключение о безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР–1000, не в полной мере удовлетворяющих ОСТ 95 745–2005, с Балаковской АС в хранилище ГХК. – М.: НТЦ ЯРБ, 2008.
– ДНП–5–1355–2008.
51. Экспертное заключение о безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР–1000, не в полной мере удовлетворяющих ОСТ 95 745–2005, с Балаковской АС в хранилище ГХК. – М.: НТЦ ЯРБ, 2009.
– ДНП–5–1372–2009.
52. Экспертное заключение о безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР–1000, не в полной мере удовлетворяющих ОСТ 95 745–2005, с Балаковской АС в хранилище ГХК. – М.: НТЦ ЯРБ, 2009.
– ДНП–5–1522–2009.
53. Экспертное заключение о безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР–1000, не в полной мере удовлетворяющих ОСТ 95 745–2005, с Балаковской АС в хранилище ГХК. – М.: НТЦ ЯРБ, 2010.
– ДНП–5–1544–2010.
54. М.П. Панин. Моделирование переноса излучения. – Москва: МИФИ, 2008.

55. Kuryndin A., Kuryndina L., Stroganov A. / Regulatory practices of Radiation Safety of SNF Transportation in Russia: 12 IRPA Conference. – 2008.
56. Жикин Е.С., Курындин А.В., Курындина Л.А., Строганов А.А. Расчет доз при внешнем облучении человека ионизирующим излучением // Медицинская физика. – 2010. – № 2 (46). – С. 81–84.
57. Сравнение результатов различных методик оценки ядерной безопасности при транспортировании и хранении отработавшего ядерного топлива ВВЭР–440 и ВВЭР–1000. Анализ мирового опыта при обосновании ядерной безопасности обращения с ОЯТ: Отчет о НИР/ ФБУ «НТЦ ЯРБ»; рук. А.А. Строганов, отв. исп. А.В. Курнындин. – М.: НТЦ ЯРБ, 2009.
58. Danker W.J. Current Status of IAEA Activities in Spent Fuel Management. – Austria, Vienna: IAEA, 2003.
59. Advances in application of Burnup Credit to Enhance Spent Fuel Transportation, Storage, Reprocessing and Disposition / Proceedings of a Technical Committee meeting held in London. – May 2007. – IAEA–TECDOC–1547.
60. Workshop on Criticality Safety Burnup Credit (BUC) in Spent Fuel Handling and Storage: Overview, Lecture 3/ J.C. Neuber, AREVA NP GmbH Germany, J.M. Conde Lopez, Consejo de Seguridad Nuclear Spain. – Prague: State Office for Nuclear Safety, 19–23 March 2007.
61. DOE/RW–0492 (Rev 2). Topical Report on Actinide–Only Burnup Credit for PWR Spent Nuclear Fuel Packages. – USA: Office of Civilian Radioactive Waste Management, 1998.
62. NUREG/CR–6800 (ORNL/TM–2002/6). Assessment of Reactivity Margins and Loading Curves for PWR Burnup Credit Cask Designs/ J.C. Wagner, C.E. Sanders. – U.S. Nuclear Regulatory Commission: Oak Ridge National Laboratory. – 2003.

63. DIN 25471. Criticality Safety with Fuel Assembly Burnup Credit in the Storage and Handling of Fuel Assemblies in Fuel Assembly Storage Pools of Nuclear Power Plants with Light–Water Reactors. – September 2000.
64. DIN 25712–2007. Criticality safety taking into account the burnup of fuel for transport and storage of irradiated light water reactor fuel assemblies in casks.
65. 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.
66. Practices and developments in spent fuel burnup credit applications / Proceedings of a Technical Committee meeting held in Madrid. – April 2002. – IAEA-TECDOC-1378.
67. ORIGEN–ARP: automatic rapid processing for spent fuel depletion, decay and source term analysis / I.C. Gauld, O. W. Hermann, R. M. Westfall.– ORNL/TM–2005/39. – vol. I.– 2009.
68. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations. – ORNL/TM–2005/39, version 6.
69. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations. – NUREG/CR–0200, Rev. 7, (ORNL/NUREG/CSD–2/R7). – Vols. I, II, III.
70. Bowman S.M. Overview of the Scale code system.– ORNL, 2007.
71. 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.
72. PSG2: Serpent – a Continuous–energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code: User’s Manual / Jaakko Leppänen. – December 2, 2010.

73. Строганов А.А., Курындин А.В., Аникин А.Ю., Герасимов Д.К. Использование кода PSG2/SERPENT для расчета K_{eff} уран–водо–графитовых систем // Вопросы атомной науки и техники. – 2011. – № 3. – С. 72–76.
74. Курындин А.В., Киркин А.М., Строганов А.А.. Информационная система поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ реакторов ВВЭР–440, ВВЭР–1000 и РБМК–1000 // Ядерная и радиационная безопасность. – 2012. – № 1(63). – С. 9–17.
75. 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.
76. MONACO: a fixed–source, multi–group Monte Carlo transport code for shielding applications, D.E. Peplow. – ORNL/TM–2005/39. – vol. II, 2009.
77. MAVRIC: MONACO with automatic variance reduction using importance calculations, D.E. Peplow. – ORNL/TM–2005/39/ – vol. I, 2009.
78. ORIGEN–S: SCALE SYSTEM MODULE TO CALCULATE FUEL DEPLETION, ACTINIDE TRANSMUTATION, FISSION PRODUCT BUILDUP AND DECAY, AND ASSOCIATED RADIATION SOURCE TERMS/ I.C. Gauld, O. W. Hermann, R. M. Westfall.– ORNL/TM–2005/39.– vol. II.– 2009.
79. Отчет по безопасности перевозок отработавшего ядерного топлива зарубежных АЭС с реакторами ВВЭР–1000. – Санкт–Петербург: ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ», 2002. – Инв. № 3274.
80. Расчет герметичности контейнера ТК–6 и потери радиоактивного содержимого из упаковки ТУК–6 с отработавшими ТВС ВВЭР–440. – ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ», 2008. – Уч.№0977/47–2008.

81. Манцель Р., Зонтхеймер Ф., Вюртц Р. Радиальное распределение газообразных и других продуктов деления в облученных твэлах реакторов ВВЭР // Атомная техника за рубежом. – 1986. – № 3.
82. НП–082–07. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. – Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2007.
83. Расчет уровней излучения за радиационной защитой ТУК–13 с отработавшими ТВС ВВЭР–1000 третьего энергоблока Балаковской АЭС, не в полной мере соответствующими требованиям ОСТ 95 745–2005 по времени выдержки. Оценка потери радиоактивного содержимого из упаковки: Отчет. – Отделение НИОКР ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ». – Уч. № 530/11–2010.
84. Обоснование безопасности и разработка разрешительной документации на перевозку в 2010 году рейсом №49 с Кольской АЭС в ФГУП «ПО «Маяк» ОТВС ВВЭР–440, не в полной мере соответствующих требованиям стандарта на поставку ОЯТ. Расчеты источников излучения, уровней излучения и потери радиоактивного содержимого из упаковки ТУК–6 при транспортировании: Отчет. – Отделение НИОКР ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ». – Уч. № 530/38–2010.
85. Анализ конструкции транспортного упаковочного комплекта ТУК–13В на соответствие Правилам МАГАТЭ издания 1985 года и пересмотр сертификата – разрешения: Отчет о НИР. – ВНИПИЭТ, 1991. – Инв. №91–02149.
86. ТУ 2531–020–00152081–99. Изделия резинотехнические для радиационно–защитных транспортно упаковочных комплектов.
87. ANSYS/LS–DYNA: User's Guide. – 2004.
88. Microsoft Visual Studio 2008 / Ларс Пауэрс, Майк Снелл. – БХВ–Петербург, 2009.

89. Просто о Visual Basic 2008 / П. Дейтел, Х. Дейтел, Г. Эйр. – БХВ–Петербург, 2009.
90. Visual Basic.NET 2008 / С.В. Глушаков, А.Л. Клевцов. АСТ. – АСТ Москва, 2008.
91. Методы вычислений / И.С. Березин, Н.П. Жидков. – Москва: Изд. ФизМатЛит, 1962.
92. Машинные методы математических вычислений / Форсайт, М. Мальком, К. Моулер. – Москва: Издательство «Мир», 1980.
93. Численные методы и программное обеспечение / Д. Каханер, К. Моулер, С. Нэш. – М.: Мир, 1998.
94. Численные методы / Н.С. Бахвалов, Н.П. Жидков, Г.М. Кобельков. – Москва: Издательство «Лаборатория базовых знаний», 2003.
95. Development and Testing of ENDF/B–VI.8 and ENDF/B–VII.0 Coupled Neutron–Gamma Libraries for SCALE 6 / Wiarda, M. E. Dunn, D. E. Peplow, T. M. Miller, and H. Akkurt. – U.S. Nuclear Regulatory Commission by Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tenn., February 2009. – NUREG/CR–6990 (ORNL/TM–2008/047).
96. Broadhead B. L., Wagner J. C. Effective Biasing Schemes for Duct Streaming Problems / Presented at the 10th International Conference on Radiation Shielding, Radiation Protection Dosimetry. – Funchal, Portugal, May 9–14, 2004. – ICRS–10.
97. Effects of Fuel Failure on Criticality Safety and Radiation Dose of Spent Fuel Casks / K. R. Elam, J. C. Wagner, and C. V. Parks. – U.S. Nuclear Regulatory Commission by Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tenn., September 2003. – NUREG/CR–6835 (ORNL/TM–2002/255).
98. A Case Study in Manual and Automated Monte Carlo Variance Reduction with a Deep Penetration Reactor Shielding Problem / H. P. Smith and J. C. Wagner. – In Proc. of Nuclear Mathematical and Computational Sciences: A Century in Review, A Century Anew, Gatlinburg, Tenn – April 6–11, 2003.

99. Broadhead B.L.. Recommendations for Shielding Evaluations for Transport and Storage Packages. – U.S. Nuclear Regulatory Commission, Oak Ridge National Laboratory, May 2003. – NUREG/CR–6802 (ORNL/TM–2002/31).
100. Haghghat A., Wagner J. C. Monte Carlo Variance Reduction with Deterministic Importance Functions // Progress in Nuclear Energy. – 25–53, January 2003. – № 42(1).
101. B. L. Broadhead. Shielding Analyses: The Rabbit vs the Turtle. –Vol. 1. – P. 322. – In Proc. of Radiation Protection & Shielding 1996 Topical Meeting, Advances and Applications in Radiation Protection and Shielding (1996).
102. C. V. Parks and B. L. Broadhead. Review of Criticality Safety and Shielding Analysis Issues for Transportation Packages // PATRAM'95 – Las Vegas, Nevada, December 3–8, 1995.
103. Overview of ORIGEN–ARP and its Applications to VVER RBMK / G. Ilas, B. D. Murphy, and I. C. Gauld. – Trans. Am. Nucl. – Soc. 97, 601–603 (2007).
104. Overview of ORIGEN–ARP and its Applications to VVER and RBMK / G. Ilas, B. Murphy, and I. Gauld. – The American Nuclear Society and the European Nuclear Society 2007. International Conference on Making the Renaissance Real, Washington, D.C., November 11–15, 2007.
105. G. Ilas, B. D. Murphy, and I. C. Gauld. VVER and RBMK Cross Section Libraries for ORIGEN–ARP // 8th International Conference on Nuclear Criticality Safety. – St. Petersburg, Russia, May 28–June 1, 2007. – (ICNC 2007). – Vol. II. –P. 413–417.
106. ORIGEN–ARP. Cross–Section Libraries for the RBMK–1000 System / B. D. Murphy. – Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tenn., November 2006. – ORNL/TM–2006/139.
107. 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.
108. 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.
109. 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.
110. 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.
111. 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.
112. 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.

113. Обоснование безопасности и разработка разрешительной документации на перевозку в 2010 году рейсом №49 с Кольской АЭС в ФГУП «ПО «Маяк» ОТВС ВВЭР–440, не в полной мере соответствующих требованиям стандарта на поставку ОЯТ. Расчеты источников излучения, уровней излучения и потери радиоактивного содержимого из упаковки ТУК–6 при транспортировании: Отчет. – , отделение НИОКР ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ». – Уч. № 530/38–2010.
114. Расчетный анализ и определение возможности и условий обеспечения безопасности при перевозке отработавших ТВС А 498.04.000–17 и ТВС А–У 498.07.000 реактора ВВЭР–1000 с первого энергоблока Калининской атомной станции на исследование в ОАО «ГНЦ НИИАРЖ Отчет. – отделение НИОКР ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ» – Уч. № 530/54–2010.