

На правах рукописи

ФИЛИМОНОВ СЕРГЕЙ НИКОЛАЕВИЧ

**НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОЕ ОБОСНОВАНИЕ
ЗАЩИЩЕННОСТИ УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО
ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ОТ НЕСАНКЦИОНИРОВАННОГО
РАСПРОСТРАНЕНИЯ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ**

05.14.03 – ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации

АВТОРЕФЕРАТ
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Обнинск-2010

Работа выполнена в Обнинском институте атомной энергетики – филиале Федерального государственного бюджетного образовательного учреждения высшего профессионального образования «Национальный исследовательский ядерный университет МИФИ»

Научный руководитель: доктор технических наук
Артисюк Владимир Васильевич

Официальные оппоненты: доктор технических наук
Чебесков Александр Николаевич

кандидат физико-математических наук
Тихомиров Георгий Валентинович

Ведущая организация: Российский научный центр
«Курчатовский институт»

Защита состоится 2 июля 2010 г. в 14 часов 00 минут на заседании диссертационного совета Д 212.130.10 при Национальном исследовательском ядерном университете «МИФИ» по адресу: 249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1, зал заседаний ученого совета.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке ИАТЭ НИЯУ МИФИ.

Автореферат разослан « 31 » мая 2010 г.

Ученый секретарь
диссертационного совета Д 212.130.10
доктор физико-математических наук,
профессор

В.Л. Шаблов

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы

Разработка материалов и технологий замкнутого топливного цикла для реакторов на быстрых и тепловых нейтронах включена в качестве одного из приоритетных направлений принятой в Российской Федерации Федеральной Целевой Программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения». Замыкание топливного цикла предусматривает рециклирование регенерата урана и вовлечение в электрогенерацию плутония, что уже является технологической реальностью развитых ядерных стран. Для внедрения данных перспективных топлив в энергетику развивающихся стран потребуются обоснование их защищенности от несанкционированного распространения.

Внутренне присущими барьерами против несанкционированного распространения являются радиационные барьеры, обусловленные повышенным тепловыделением, гамма- и нейтронным излучением в топливе, затрудняющими изготовление взрывного устройства. Созданию этих барьеров служит денатурирование плутония (обогащение его четными изотопами ^{238}Pu и ^{240}Pu) и допинг ^{232}U в топливо на основе обогащенного урана. За последнее десятилетие появился ряд концепций топливных циклов с повышенным радиационным барьером, снижающим привлекательность использования топливных композиций для изготовления ядерного взрывного устройства.

В данной работе проводится анализ рециклированного топлива с неразделяемой уран-плутониевой фракцией с точки зрения одновременной защищенности как плутония, так и урана. Это представляет собой *актуальную* задачу, решение которой будет являться вкладом в формирование топливных циклов, обеспечивающих безопасное развитие ядерной энергетики.

Цель и задачи исследования

Целью данной работы является концептуальная проработка вопросов защищенности топлива для водо-водяных реакторов на основе неразделенной уран-плутониевой фракции с допингом тория и нептуния.

Для достижения поставленной цели были определены следующие задачи:

1. Проведение верификации и валидации расчетного инструмента (программный комплекс SCALE 5.0).
2. Разработка концепции оценки защищенности топливных композиций (критерий «attractiveness»).

3. Разработка расчетной процедуры учета неоднородности выгорания топлива в твэле («gim»-эффект).

4. Определение состава топлива с внутренними свойствами защищенности от несанкционированного распространения.

Научная новизна

Научная новизна определяется тем, что впервые:

- показана важность учета ^{234}U при анализе перспективных топливных циклов;
- определена процедура расчета поверхностных эффектов выгорания («gim»-эффект);
- выявлена возможность снижения «gim»-эффекта за счет допинга ^{237}Np в урановом топливе.

Практическая значимость

- проведена верификация и валидация программного комплекса SCALE 5.0 на известных экспериментах и бенчмарках;
- предложен и обоснован критерий для качественной оценки защищенности топливных композиций с точки зрения нераспространения делящихся материалов;
- выявлены особенности использования программного комплекса SCALE 5.0 для моделирования выгорания топлива с повышенным обогащением по ^{235}U и поверхностных эффектов выгорания;
- определены количественные характеристики ториевого допинга, значительно увеличивающие защитный барьер урановых композиций.

На защиту выносятся:

1. Критерий оценки защищенности топливных композиций, основанный на нейтронно-физических характеристиках делящихся материалов, позволяющий сформулировать рекомендации по повышению устойчивости к несанкционированному распространению перспективных топливных композиций.

2. Способ снижения локальной глубины выгорания в периферийной области топливной таблетки реактора с водой под давлением за счет допинга 5% ^{237}Np в уран-оксидном топливе.

3. Обоснование уран-оксидной топливной композиции с допингом 1% ^{232}Th и 1% ^{237}Np , обеспечивающей повышение свойств внутренней защищенности от несанкционированного распространения для реакторов типа ВВЭР.

Обоснованность и достоверность основных результатов и выводов базируются на использовании общепринятых методик и моделей, на согласованности результатов расчетов с экспериментальными данными и результатами, полученными в расчетах по программам KENO, TRITON и ORIGEN-S из программного комплекса SCALE 5.0.

Личный вклад соискателя в представленную работу заключается:

- в непосредственном проведении всех верификационных и валидационных расчетов на известных экспериментах и бенчмарках с их последующим анализом для выявления возможности применения к решению поставленных задач;
- в разработке процедуры расчета поверхностных эффектов выгорания и проведение расчетных исследований, направленных на снижение данных эффектов;
- в освоении и тестировании программного комплекса SCALE 5.0 для проведения нейтронно-физических расчетов:
- в участии в разработке критерия оценки защищенности топливных композиций, основанного на нейтронно-физических характеристиках делящихся материалов.

Апробация работы

Основные положения докладывались и обсуждались на следующих конференциях и совещаниях:

- XIV семинар по проблемам физики реакторов «Физические проблемы топливных циклов ядерных реакторов. Волга-2006», Москва, 2006;
- X Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров», Обнинск, 2007;
- Международное совещание по проблемам нераспространения ядерных материалов, Обнинск, 2008, 2009;
- Международная конференция «GLOBAL 2009», Париж, 2009;
- Научная сессия НИЯУ МИФИ-2010, Москва, 2010;

Публикации

Основные результаты диссертации опубликованы в 11 работах в научных журналах и сборниках трудов международных и российских конференций, в том числе в 2-х статьях в реферируемом российском журнале.

Структура и объем диссертации

Диссертация состоит из введения, пяти глав и заключения. Основной текст диссертации изложен на 136 страницах. Диссертация содержит 57 рисунков, 28 таблиц и список литературы из 105 наименований.

СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснована актуальность работы, ее научная и практическая значимость, сформулированы основные положения, выносимые на защиту, обозначен личный вклад автора. Дано краткое содержание работы и ее место в данном направлении исследований.

В **Главе 1 «Верификация и валидация расчетного кода SCALE 5.0»** приводится описание возможностей программного комплекса SCALE 5.0, сопряженного с многогрупповой (44- и 238-групп) библиотекой ядерных данных ENDF/B-V, изложены принципы организации взаимодействия контрольных и функциональных модулей. Приведены результаты валидации и верификации программного комплекса на известных классических критических экспериментах (GODIVA, JEZEBEL) (табл. 1), экспериментах по определению времени жизни мгновенных нейтронов (рис. 1), а также на экспериментах с замещением, целью которых является оценка критической массы делящихся нуклидов, имеющееся количество которых не позволяет изготовить из них полномасштабную критическую сборку.

Таблица 1

Результаты сравнения эффективного коэффициента размножения

	$k_{эфф}$	
	GODIVA	JEZEBEL
TRIPOLI-4	0,99476 ± 0,00010	0,99636 ± 0,00010
MCNP 4A	0,99487 ± 0,00030	0,99711 ± 0,00005
MONK	0,99580 ± 0,00015	0,99680 ± 0,00015
SCALE 5.0	0,99686 ± 0,00024	0,99535 ± 0,00025
Эксперимент	1,000 ± 0,001	1,000 ± 0,002

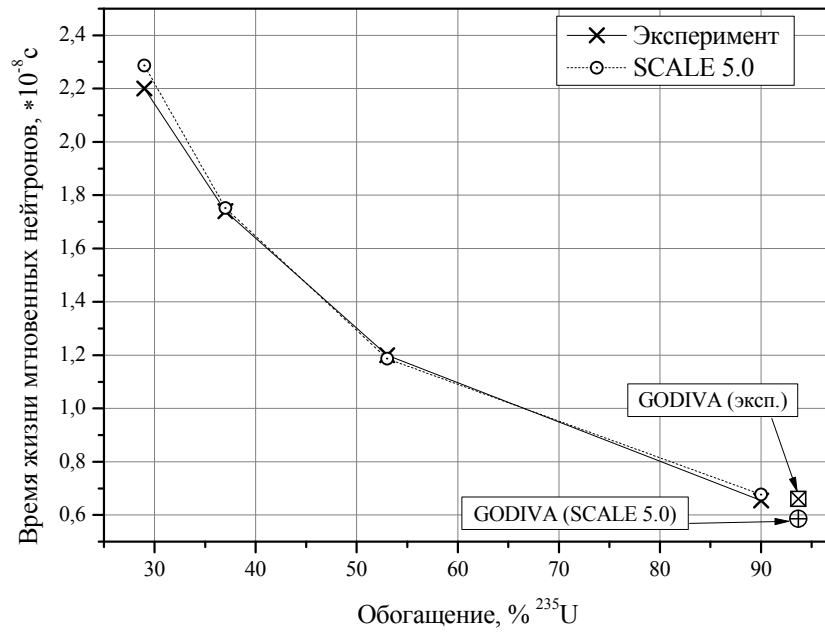


Рис. 1. Время жизни мгновенных нейтронов в зависимости от обогащения урана для критических сфер из урана без отражателя

Проведен анализ бенчмарков, предложенных OECD/NEA, с уран-оксидным и MOX-топливом (рис. 2) и нацеленных на анализ концентраций ключевых изотопов при выгорании уран-оксидного топлива и анализ критичности MOX-топлива в реакторе с водой под давлением. Выявлено, что TRITON дает наилучшее согласие по ^{238}Pu и ^{235}U . Для других идентифицированных проблемных нуклидов (^{149}Sm и ^{237}Np) отклонение от экспериментального значения не лучше, чем в среднем по бенчмарку.

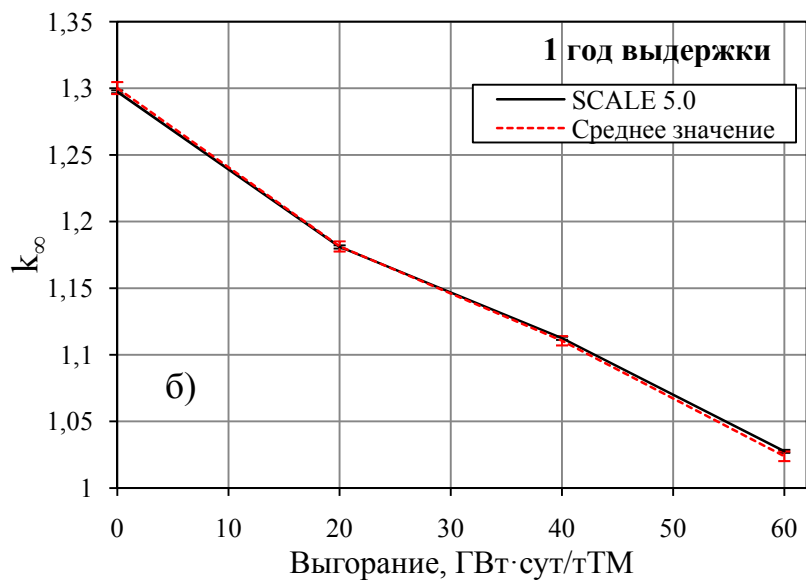
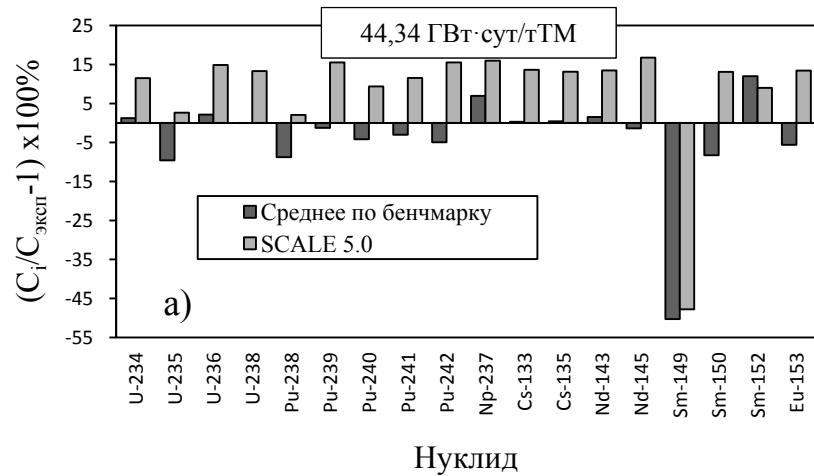


Рис. 2. а) сравнение отклонений рассчитанных по SCALE и среднего по бенчмарку от экспериментального значения для уран-оксидного топлива; б) сравнение коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде на разных стадиях выгорания MOX-топлива

В Главе 2 «Исследование особенностей поведения перспективных топливных композиций при глубоких выгораниях» проанализированы особенности возникновения поверхностных эффектов выгорания в твэлах легководяных реакторов, проведена валидация программного комплекса SCALE на результатах электронно-зондового рентгеноспектрального микроанализа, полученных в НИИАР (г. Димитровград), по радиальному распределению Pu и Nd в твэле ВВЭР-440 (рис. 3).

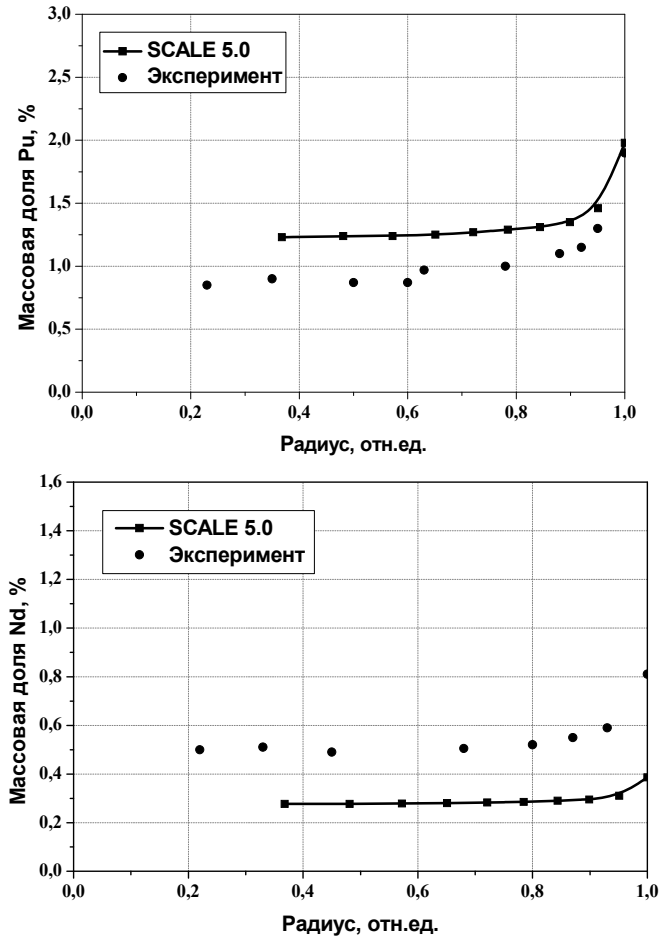


Рис. 3. Результаты расчета распределения Pu и Nd по радиусу топливной таблетки

Приводится описание разработанной расчетной процедуры для учета неоднородности выгорания топлива в твэле, и с ее помощью проводится анализ топливных композиций на основе урана с различным обогащением смешанного уран-плутониевого топлива. По результатам проведенных расчетов было выявлено, что увеличение начального обогащения уран-оксидного топлива заметно снижает локальную глубину выгорания в «rim»-слое с 78,81 МВт·сут/кг при обогащении 4,26%, до 61,19 МВт·сут/кг при обогащении 20%.

Суть представленной методологии заключается в подготовке данных для материалов, пространственной модели, истории облучения. Для учета поверхностных эффектов выгорания необходимо произвести разбиение топливной области элементарной ячейки на несколько радиально распределенных одинаковых по площади кольцевых зон, что позволяет при окончании расчета получать нормированное значение локального энерговыделения для каждой кольцевой зоны. Детализация разбиения топливной области элементарной ячейки зависит от поставленной задачи. Для оценки эффектов в краевой области таблетки нет необходимости проводить детальное разбиение (10 и более зон), а можно ограничиться тремя зонами с явным выделением краевой области с размерами 100-200 мкм. Это позволяет не только упростить процесс задания геометрии расчетной модели, но и уменьшить трудоемкость вычислений, а, следовательно, и время расчета.

Для снижения неоднородности выгорания топлива была предложена концепция уран-оксидного топлива с допингом нептуния. В результате расчетных исследований было установлено, что, начиная с 5%-ого допинга ^{237}Np , значительно снижается энерговыделение на периферии топливной таблетки (рис. 4). Поскольку допинг нептуния оказывает влияние на характеристики безопасности, была проведена оптимизация водо-уранового отношения с точки зрения эффектов реактивности, начальной реактивности и глубины выгорания. На основании проведенных расчетов было выбрано отношение шага решетки к диаметру топливной таблетки, равное 1,6 для допинга 5% ^{237}Np .

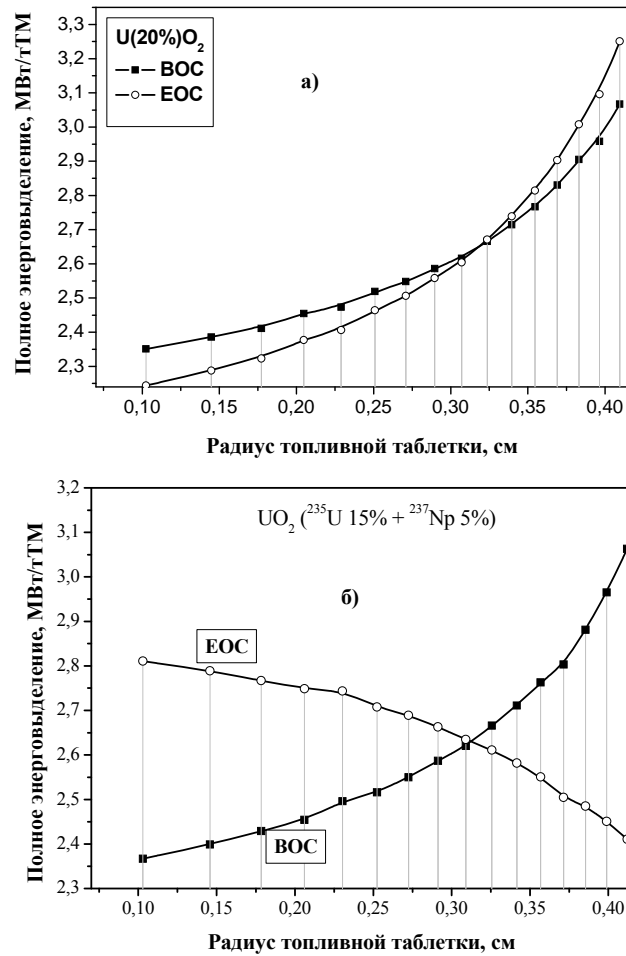


Рис. 4. Сравнение профилей полного энерговыделения по топливной таблетке а) без допинга непуния; б) с допингом 5% ²³⁷Np, на начало (BOC) и конец (EOC) цикла

Глава 3 «Методология оценки защищенности топливных композиций» посвящена разработке «привлекательности» – критерия защищенности топливных композиций. Формулировка этого критерия отражает потенциальную мощность гипотетического взрывного устройства и технические трудности, возникающие при его создании. Потенциальная мощность определяется величиной α -Росси:

$$\alpha = \frac{k-1}{PLT},$$

где $k-1$ – это надкритичность, а PLT – время жизни мгновенных нейтронов. Технологические трудности могут быть представлены так называемыми защитными барьерами, среди которых масса (M), тепловыделение (DH), источник нейтронов спонтанного деления (NS) и мощность дозы излучения (DR). Первые три характеристики являются основными факторами, влияющими на эффективность взрывного устройства. Последний параметр включает в себя, главным образом, биологические эффекты вследствие гамма-излучения. Наиболее общее определение «привлекательности» выглядит следующим образом:

$$ATTR = \frac{[\alpha(M, \rho/\rho_0)]^n}{M^p \times DH^q \times NS^r \times DR^t \times \left(\frac{\rho}{\rho_0}\right)^s},$$

где p, q, r, s, t и n являются положительными числами, зависящими от предполагаемой модели, ρ/ρ_0 – фактор сжатия (отношение плотности материала на определенном уровне надкритичности к его нормальной величине).

Рассматриваются особенности применения разрабатываемой методологии к анализу защищенности топливных композиций. На рис. 5 приведена зависимость величины α -Росси некоторых определенных количеств ядерных материалов от фактора сжатия.

Видно, что для 8 кг ^{233}U и ^{239}Pu эти зависимости практически идентичны, что является веским аргументом в обоснование такой характеристики, как значимое количество (significant quantity) на основе α -Росси (согласно документам МАГАТЭ, ^{233}U и ^{239}Pu имеют одинаковое значимое количество, равное 8 кг).

Изотоп ^{238}Pu (период полураспада 87 лет) распадается в ^{234}U , способность к делению которого до сих пор не вызывала интереса. Однако расчеты, проведенные в данной работе, показывают, что его критическая масса без отражателя намного меньше, чем у урана с обогащением 20% и примерно равна 103 кг. Вовлечение плутония в электрогенерацию приведет к значительному накоплению минорных актинидов, а их трансмутация в ядерных реакторах будет давать вклад в накопление ^{234}U по следующим цепочкам $^{242}\text{Cm} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{234}\text{U}$; $^{237}\text{Np} + n \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{234}\text{U}$. Таким образом, логика развития ядерной энергетики неизбежно приведет к необходимости обращения с ^{234}U , и должны быть учтены вопросы его защиты от распространения.

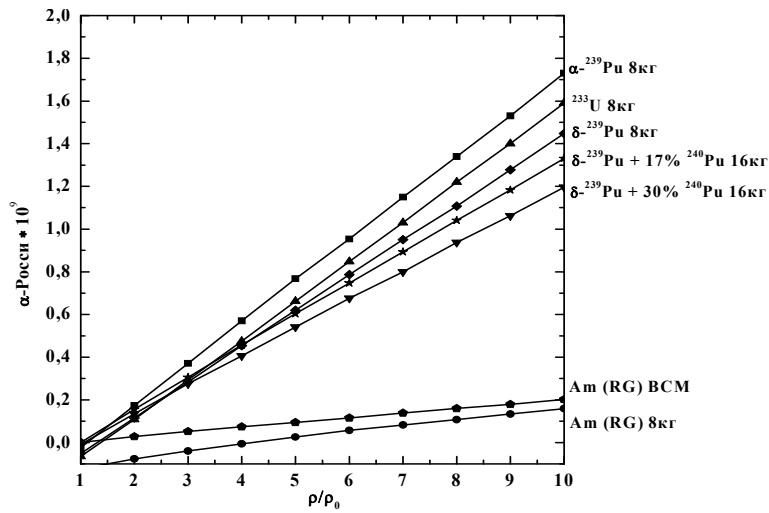


Рис. 5. Значение α -России в зависимости от сжатия для выбранных композиций и материалов (ρ_0 – теоретическая плотность при нормальных условиях)

В Главе 4 « ^{234}U – подход к планированию эксперимента по определению критической массы» проводится оценка минимальной массы ^{234}U (пользуясь сравнением эксперимента с замещением для ^{237}Np), необходимой для постановки эксперимента по оценке его критической массы. Расчеты выполнены с привлечением анализа чувствительности для сравнения по интегральным индексам критической сферы из ^{234}U и набора расчетных моделей сферы ^{234}U с различной толщиной отражателя. Программный комплекс SCALE позволяет решать данные задачи на основе линейной теории возмущений первого порядка при помощи контрольного модуля TSUNAMI-3D, блок-схема которого изображена на рис. 6.

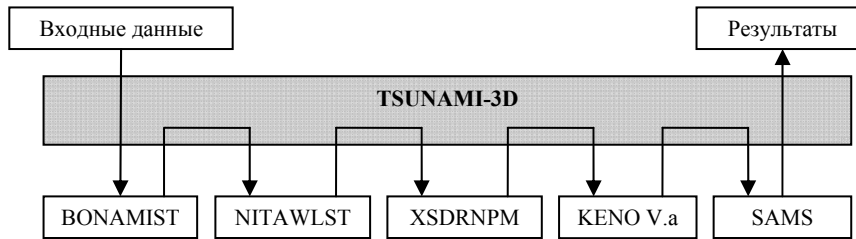


Рис. 6. Порядок следования данных по функциональному модулю TSUNAMI-3D

Функциональный модуль SAMS предназначен для оценки коэффициентов чувствительности и погрешности данных для каждого нуклида (i), реакции (j), геометрической подзоны (k) в групповом представлении (g) согласно уравнению

$$(S_{k,\Sigma_{j,g}^i})_{total} \equiv (S_{k,\Sigma_{j,g}^i})_{explicit} + (S_{k,\Sigma_{j,g}^i})_{implicit},$$

в котором правая часть уравнения представляет собой сумму явного (explicit) и неявного (implicit) коэффициентов чувствительности, определяемых выражениями:

$$S_{k,\Sigma_{j,g}^i(r)} \equiv \frac{\Sigma_{j,g}^i(r)}{k} \frac{\partial k}{\partial \Sigma_{j,g}^i(r)}, \quad S_{k,\omega_i} \equiv \frac{\omega_i}{\Sigma_{j,g}^i} \frac{\partial \Sigma_{j,g}^i}{\partial \omega_i},$$

где k – эффективный коэффициент размножения нейтронов;

$\Sigma_{j,g}^i$ – макроскопическое сечение j -ой реакции изотопа i для энергетической группы g ;

ω – параметр изменения (плотность, геометрия и другие параметры, оказывающие влияние на макроскопическое сечение) для анализа неявного коэффициента чувствительности.

Коэффициенты чувствительности, получаемые с помощью TSUNAMI-3D, используются для получения интегральных индексов, среди которых:

$$E_{sum} = E_f + E_c + E_s,$$

$$E_f = \frac{1}{M} \cdot \sum_{i=1}^N \sum_{g=1}^G S_{f,g}^{a,i} \cdot S_{f,g}^{e,i}, \quad E_c = \frac{1}{M} \cdot \sum_{i=1}^N \sum_{g=1}^G S_{c,g}^{a,i} \cdot S_{c,g}^{e,i},$$

$$E_s = \frac{1}{M} \cdot \sum_{i=1}^N \sum_{g=1}^G S_{s,g}^{a,i} \cdot S_{s,g}^{e,i},$$

где S – параметр, определенный согласно вышеприведенным формулам;

f , c и s – коэффициенты чувствительности для реакции деления, захвата и рассеяния, соответственно;

a и e – материалы;

M – нормировочный множитель

$$M = \sum_x \left(\sum_{i=1}^N \sum_{g=1}^G (S_{x,g}^{a,i})^2 \sum_{i=1}^N \sum_{g=1}^G (S_{x,g}^{e,i})^2 \right)^{\frac{1}{2}}.$$

По интегральным индексам можно производить сравнение между моделями и, если интегральные индексы превышают значение 0,8, то принято говорить о схожести рассматриваемых моделей. Получение

интегральных индексов и их сравнение производится с помощью функционального модуля TSUNAMI-IP.

На рис. 7а представлена зависимость критической массы ^{234}U от толщины отражателя. Для определения минимальной массы ^{234}U с обкладкой, которая хорошо согласуется со сферой из ^{234}U без отражателя, проведено вычисление интегральных индексов (рис. 7б). Как видно из рисунков, минимальная масса ^{234}U с интегральными индексами более 0,8 составляет ~ 30 кг.

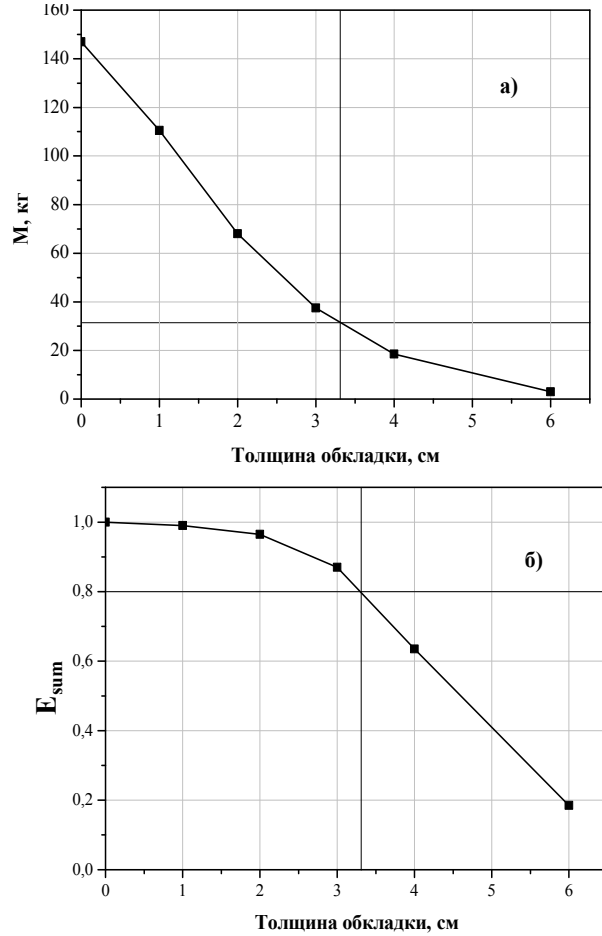


Рис. 7. а) зависимость массы ^{234}U в критической сборке от толщины обкладки, б) зависимость интегрального индекса E_{sum} от толщины обкладки

Глава 5 «Формирование топливного цикла с повышенной защищенностью на основе неразделенной уран-плутониевой фракции и ториевого допинга» посвящена концептуальному исследованию рециркуляции неразделенной смеси U-Pu с детальным рассмотрением характеристик защищенности топлива на основе регенерированного урана. Основной упор делается на изучение свойств урановой смеси без высшего изотопа ^{238}U для отражения ситуации, когда для получения материала гипотетического взрывного устройства возможно использование регенерированного урана. Наиболее общий вид схемы рециркулирования неразделенной уран-плутониевой смеси в реакторе ВВЭР-1000 заключается в следующем: загрузка полностью формируется из обогащенного природного урана или из регенерированного уран-плутониевого топлива после облучения в реакторе. После того, как топливо будет выгружено и помещено в охлаждающий бассейн на 5 лет, на заводе по переработке из него выделяются продукты деления и минорные актиниды (с последующей отправкой в хранилище). Отделенная уран-плутониевая фракция дообогащается за счет урана подпитки до референтной величины обогащения и загружается в активную зону реактора. Данная концепция может быть модифицирована в некоторых моментах, но наиболее важным из них является дообогащение ядерного материала после стадии переработки. Для того, чтобы соответствовать критериям МАГАТЭ, обогащение питательного урана не должно превышать 20%. Проведенные расчетные исследования показывают, что обогащение урана подпитки по ^{235}U снижается с ~17% при первом рецикле до 16% на 5 рецикле, для дообогащения отделенной уран-плутониевой фракции до 4,26% по делящимся изотопам U и Pu.

В табл. 2 представлен изотопный состав урана и плутония. Урановый изотопный вектор не включает в себя ^{238}U . Ожидается, что ^{236}U будет выделяться вместе с ^{235}U , таким образом препятствуя созданию ядерного взрывного устройства. Как показывает табл. 2, доля ^{236}U достигает 70%.

Таблица 2

Изотопный состав (%) отработанного топлива

Изотоп	№ цикла				
	1	2	3	4	5
^{232}U	$8,6 \cdot 10^{-6}$	$9,7 \cdot 10^{-6}$	$1,02 \cdot 10^{-5}$	$1,06 \cdot 10^{-5}$	$1,08 \cdot 10^{-5}$
^{233}U	$2,14 \cdot 10^{-5}$	$1,76 \cdot 10^{-5}$	$1,62 \cdot 10^{-5}$	$1,57 \cdot 10^{-5}$	$1,55 \cdot 10^{-5}$
^{234}U	1,52	0,59	0,36	0,29	0,27
^{235}U	41,48	35,88	33,27	30,06	28,65
^{236}U	57	63,53	66,37	69,65	71,08
^{238}Pu	2,22	3,55	4,23	4,68	4,99
^{239}Pu	53,46	46,56	44,63	43,11	42,53
^{240}Pu	26,34	25,58	24,26	23,97	23,57
^{241}Pu	9,65	9,87	9,72	9,43	9,32
^{242}Pu	8,33	14,43	17,16	18,81	19,59

Результаты расчетов по определению характеристик безопасности (коэффициенты реактивности) уран-плутониевой неразделенной смеси с допингом тория (для защиты урановой фракции) и нептуния (для денатурирования плутония и снижения «git»-эффекта) для 3 рециклов в реакторе ВВЭР-1000 приведены в табл. 3. Видно, что допинг ^{232}Th и ^{237}Np не оказывает существенного влияния на коэффициенты реактивности как в начале (ВОС), так и в конце (ЕОС) циклов.

Таблица 3

Коэффициенты реактивности для 3 циклов, допинг 1% ^{232}Th и ^{237}Np

	1 ^{ый} цикл		2 ^{ой} цикл		3 ^{ий} цикл	
	ВОС	ЕОС	ВОС	ЕОС	ВОС	ЕОС
DC, ppm	-1,69	-1,57	-2,07	-1,68	-2,18	-1,74
MTC, ppm	-31,44	-29,32	-30,86	-27,23	-32,05	-29,81
VC, ppm	-169,27	-112,96	-126,55	-100,84	-114,39	-75,29

- MTC – коэффициент реактивности по температуре замедлителя;
- DC – коэффициент реактивности по температуре топлива;
- VC – пустотный коэффициент реактивности.

На рис. 8 показано поведение критической массы для смеси $^{234}\text{U}+^{235}\text{U}+^{236}\text{U}$, в сравнении с критической массой сферической сборки из 20% обогащенного металлического урана, который не рассматривается в качестве ядерного материала для непосредственного использования в производстве оружия. Видно, и в конце и в начале топливного цикла критическая масса $^{234}\text{U}+^{235}\text{U}+^{236}\text{U}$ значительно меньше критерия МАГАТЭ.

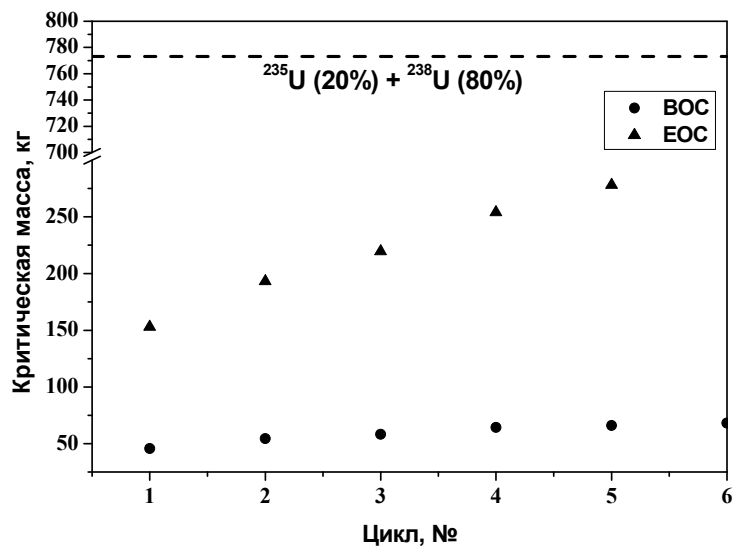


Рис. 8. Критическая масса $^{234}\text{U}+^{235}\text{U}+^{236}\text{U}$ для шести рециклов

Радиационный барьер, создаваемый высокоэнергетическим гамма-излучением от продуктов распада ^{232}U , часто приводится в пользу защищенности U-Th топливных циклов. Однако до сих пор не ясно, какая доля ^{232}U необходима для решения проблемы нераспространения. В настоящей работе исследования проводятся с помощью методологии «привлекательности», подробно описанной в Главе 3. В урановых композициях внутренние источники нейтронов являются незначительными, таким образом, DR в уравнении «привлекательности» представляет собой лишь мощность дозы от гамма-излучения. Отсутствие нейтронного источника также определяет тип взрывного устройства как «gun-type» системы. С учетом этого, α -Росси можно оценить путем удвоения радиуса металлической сферы из рассматриваемого материала. Для уменьшения привлекательности регенерированного урана в качестве

исходной точки была выбрана добавка 1% тория в начале цикла. Рис. 9 показывает, что в данном случае достигается уменьшение привлекательности по абсолютной величине на 3 порядка по прошествии 10 лет с момента выгрузки топлива.

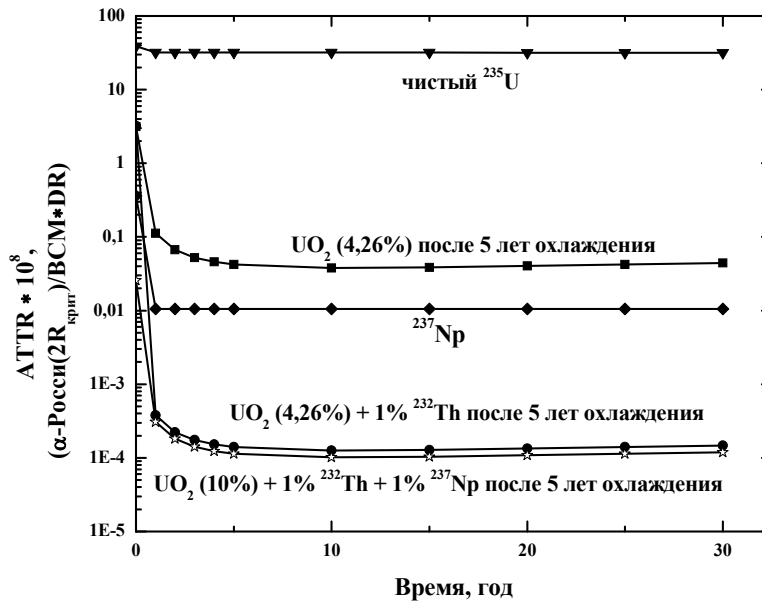


Рис. 9. Привлекательность некоторых выбранных композиций

Согласно имеющимся источникам, 5000 рад накопленной дозы необратимо поражает центральную нервную систему, что делает невозможным собрать взрывное устройство потенциальному террористу. Оценка данного временного интервала в зависимости от времени охлаждения топлива приведена в табл. 4.

Таблица 4

Время, необходимое для накопления дозы 5000 рад в зависимости от времени охлаждения топлива

Время (год)	UO ₂ 4,26%	UO ₂ 10% + 1% ²³² Th + 1% ²³⁷ Np	чистый ²³⁵ U	²³⁷ Np
	<i>год</i>	<i>день</i>	<i>год</i>	<i>год</i>
0	4043,4	9376,2	14669,8	496,3
1	144,6	112,2	12067,0	14,6
2	86,3	66,0	12067,0	14,6
3	67,7	51,5	12067,0	14,6
4	59,1	44,9	12067,0	14,6
5	54,5	41,3	12067,0	14,6
10	48,9	37,0	12064,2	14,6
15	50,0	37,8	12064,2	14,6
20	52,2	39,5	12056,0	14,6
25	54,7	41,5	12053,3	14,6
30	57,3	43,5	12047,9	14,6

Видно, что по прошествии пяти лет с момента выгрузки топлива для достижения референтной дозы требуется порядка полутора месяцев. Данную характеристику не следует буквально переносить на процесс изготовления взрывного устройства, но она количественно хорошо дает представление о дозовых нагрузках на группу людей, поставивших целью изготовление взрывного устройства.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ И ВЫВОДЫ

1. Проведенные верификационные и валидационные расчеты при помощи программного комплекса SCALE 5.0 на задачах:

- по определению основных нейтронно-физических характеристик (эффективный коэффициент размножения, время жизни мгновенных нейтронов);
 - анализа концентраций ключевых изотопов при выгорании уран-оксидного топлива;
 - моделирования неравномерности выгорания по топливной таблетке,
- показали высокую степень согласия с результатами бенчмарков и экспериментов.

2. Разработанная концепция оценки защищенности топливных композиций (критерий «attractiveness») позволяет проводить анализ защищенности от несанкционированного распространения основных ядерных материалов. Проведенная проверка применимости данной концепции для категоризации основных делящихся материалов выявила, что она хорошо согласуется с введенной МАГАТЭ характеристикой значимого количества.

3. Для анализа локальных эффектов выгорания («gim»-эффект) в твэлах легководяных реакторов предложена процедура проведения расчетов с помощью программного комплекса SCALE 5.0. С ее использованием проведено исследование влияния допинга ^{237}Np на снижение локальной глубины выгорания в периферийной области топливной таблетки из оксида урана и установлено, что допинг 5% ^{237}Np снижает энерговыделение в краевой области топливной таблетки с 3,06 до 2,41 МВт/тТМ.

4. Определен состав топлива, обеспечивающий повышенную защищенность урана и плутония (на конец цикла). В первом случае это достигается путем допинга ^{232}Th , который обеспечивает гамма-радиационный барьер за счет накопления продуктов распада от нарабатываемого ^{232}U . Защита плутония обеспечивается повышенным содержанием в нем ^{238}Pu , обусловленного допингом ^{237}Np , который также влияет на снижение «gim»-эффекта.

Основные результаты диссертации опубликованы в следующих работах:

1. Filimonov, S.N. In-pellet heterogeneous effects on plutonium denaturing / S.N. Filimonov, V.V. Artisyuk, Yu.A. Korovin // Безопасность АЭС и подготовка кадров: тез. докл. X Международной конференции, Обнинск, 1-4 октября 2007 г. – Обнинск: ИАТЭ, 2007. – ч.1. – С. 93.

2. Egorov, A.V. ^{234}U – accumulation as a challenge for fuel cycle protection / A.V. Egorov, S.N. Filimonov, V.V. Artisyuk // Безопасность АЭС и подготовка кадров: тез. докл. X Международной конференции, Обнинск, 1-4 октября 2007 г. – Обнинск: ИАТЭ, 2007. – ч.1. – С. 105-107.

3. Boltunov, A.N. Assessment of a thorium-uranium fuel for pressurized water reactors / A.N. Boltunov, S.N. Filimonov, V.V. Artisyuk // Безопасность АЭС и подготовка кадров: тез. докл. X Международной конференции, Обнинск, 1-4 октября 2007 г. – Обнинск: ИАТЭ, 2007. – ч.1. – С. 167-168.

4. Hraponov, D.V. The photon transport modeling with the help of program complex «SCALE» / D.V. Hraponov, S.N. Filimonov, V.V. Artisyuk //

Безопасность АЭС и подготовка кадров: тез.докл. X Международной конференции, Обнинск, 1-4 октября 2007 г. – Обнинск: ИАТЭ, 2007. – ч.1. – С. 171-172.

5. Егоров, А.В. Верификация программного комплекса SCALE: Вопросы ядерной безопасности / А.В. Егоров, С.Н. Филимонов, В.В. Артисюк, А.Н. Шмелев // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №2. – С. 47-57.

6. Filimonov, S.N. Specifics of uranium recycling in LWR / S.N. Filimonov, V.V. Artisyuk // Международное совещание по проблемам нераспространения ядерных материалов: тез.докл., Обнинск, 29 сентября – 3 октября 2008 г. – Обнинск: НОУ «ЦИПК», 2008. – С. 28-30.

7. Filimonov, S. Proliferation Resistant Fuel Cycles Based on Reprocessed Uranium-Plutonium Mix / S. Filimonov, V. Artisyuk, A. Shmelev, G. Kessler // Proceedings of Global 2009. – 2009. Paris, France, Sept. 6-11. – Paper 9417.

8. Филимонов, С.Н. Совместный уран-плутониевый рецикл для повышения защищенности топливного цикла / С.Н. Филимонов, В.В. Артисюк // Международное совещание по проблемам нераспространения ядерных материалов: тез.докл., Обнинск, 29 сентября – 2 октября 2009 г. – Обнинск: НОУ «ЦИПК», 2009. – С. 38-39.

9. Артисюк, В.В. Исследования поверхностных эффектов выгорания ядерного топлива в ВВЭР / В.В. Артисюк, С.Н. Филимонов, М.Ю. Терновых // Научная сессия МИФИ – 2010, 25-31 января, 2010. – М.: НИЯУ МИФИ, 2010. – Аннотации докладов. – Том 1. – С. 38.

10. Артисюк, В.В. Оценка защищенности от несанкционированного распространения перспективных топливных композиций на основе анализа их ядерно-физических характеристик / В.В. Артисюк, С.Н. Филимонов // Научная сессия МИФИ – 2010, 25-31 января, 2010. – М.: НИЯУ МИФИ, 2010. – Аннотации докладов. – Том 1. – С. 233.

11. Филимонов, С.Н. Особенности моделирования выгорания топлива с помощью программного комплекса SCALE 5 / С.Н. Филимонов, В.В. Артисюк, А.Ю. Станковский // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – №1. – С. 173-182.

Компьютерная верстка С.Н. Филимонов

ЛР № 020713 от 27.04.1998

Подписано к печати

Формат бумаги 60×84/16

Печать ризограф.

Бумага МВ

Печ. л. 1,5

Заказ №

Тираж 105 экз.

Цена договорная

Отдел множительной техники ИАТЭ
249035, г. Обнинск, Студгородок, 1