

На правах рукописи

Куликов Евгений Геннадьевич

**Обоснование физических характеристик и защищенности
уран-ториевого оксидного топлива легководного реактора
со сверхкритическими параметрами теплоносителя**

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

АВТОРЕФЕРАТ

диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук

Автор:

Москва – 2010

Работа выполнена в Национальном исследовательском ядерном университете “МИФИ”

Научный руководитель: доктор технических наук,
профессор, НИЯУ “МИФИ”
Шмелев Анатолий Николаевич

Официальные оппоненты: доктор технических наук,
начальник отдела по системному анализу
атомной энергетики,
ГНЦ РФ – ФЭИ
Чебесков Александр Николаевич

доктор технических наук,
начальник Международного Центра
Ядерного Образования НИЯУ “МИФИ”,
Мурогов Виктор Михайлович

Ведущая организация: РНЦ “Курчатовский институт”

Защита состоится 19 мая 2010 г. в 15 час. 00 мин. на заседании диссертационного совета Д 212.130.04 в Национальном исследовательском ядерном университете “МИФИ” по адресу: 115409, Москва, Каширское шоссе, д. 31.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке НИЯУ “МИФИ”.

Автореферат разослан 15 апреля 2010 г.

Просим принять участие в работе совета или прислать отзыв в одном экземпляре, заверенном печатью организации, по адресу НИЯУ “МИФИ”.

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

И.И. Чернов

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы. Энергетические ядерные реакторы нового поколения, охлаждаемые легкой водой со сверхкритическими параметрами (Super Critical Light Water Reactor – SCLWR), имеют большие перспективы благодаря высокому коэффициенту полезного действия, простоте и компактности конструкции реакторной установки, что, как следствие, должно привести к снижению себестоимости вырабатываемой электроэнергии. Разработка этого типа реактора, как одного из шести наиболее перспективных, ведется в рамках проекта “International Forum Generation-IV”, в котором участвует также и Россия. Учитывая, что строительство ЯЭУ на основе данного перспективного типа реактора ожидается через несколько десятилетий, актуальность диссертационной работы обусловлена необходимостью обоснования выбора топливного цикла с учетом перспективы, в частности, с учетом возможности введения тория в топливный цикл. В работе показано, что с точки зрения достижимого выгорания данный тип реактора наиболее перспективен при использовании в совместном уран-ториевом топливном цикле.

Поиск путей увеличения выгорания топлива является одним из наиболее приоритетных направлений исследований в ядерной энергетике. В этой связи актуальными являются исследования, демонстрирующие, что введение в топливо легководного реактора (а также реактора SCLWR) элемента ^{231}Pa открывает возможность для существенного увеличения кампании топлива и достижения сверхглубокого выгорания (более 30% т.а.).

Разработка предпочтительного нуклидного состава топлива для концепций перспективных реакторов должна учитывать обоснование защищенности топлива от распространения. Неучет этого может повлиять на экспортный потенциал российских ядерных энергетических реакторов. В связи с этим важной является оценка защищенности предлагаемого для реактора SCLWR ядерного топлива на основе совместного использования урана и тория по отношению к угрозе распространения.

Целью работы является обоснование выбора топливного цикла для перспективных легководных реакторов со сверхкритическими параметрами теплоносителя, повышение безопасности этих реакторов, а также обеспечение защищенности топлива от распространения.

Для достижения поставленной цели в работе решены следующие задачи.

- 1) Определена топливная композиция для реактора типа SCLWR, обеспечивающая наибольшее выгорание (при фиксированном начальном запасе реактивности) и благоприятный коэффициент чувствительности размножающих свойств к температуре теплоносителя.

- 2) Определены размножающие свойства цепочек нуклидных превращений, позволяющие выбрать нуклиды, введение которых в состав топливной композиции способно существенно увеличить кампанию топлива и достигнуть сверхглубокого выгорания.
- 3) Развита расчетно-теоретические модели, направленные на количественную оценку защищенности делящихся материалов (в том числе, ядерного топлива, предлагаемого для реактора типа SCLWR).

Научная новизна работы.

- 1) Впервые выполнено нейтронно-физическое обоснование использования ^{231}Pa в качестве выгорающего поглотителя, который позволяет существенно экономить нейтроны в тепловом и резонансном спектрах и повысить выгорание топлива.
- 2) Впервые предложено многонуклидное ($^{231}\text{Pa} - ^{233}\text{U} - ^{232}\text{Th} - ^{238}\text{U}$)O₂ топливо со стабилизированными размножающими свойствами в процессе кампании, которое перспективно с точки зрения обеспечения повышенного выгорания применительно к спектру активной зоны реактора типа SCLWR.
- 3) Впервые продемонстрирована возможность обеспечения благоприятных эффектов реактивности в реакторе типа SCLWR путем введения в состав топлива небольших количеств америциевой фракции.
- 4) Развита расчетно-теоретические модели, используемые для оценки защищенности делящихся материалов от распространения, и выполнена оценка защищенности применительно к нуклидному составу топлива реактора типа SCLWR.

Практическая значимость.

- 1) Использование полученных результатов, касающихся обеспечения повышенного выгорания и благоприятных эффектов реактивности, при разработке проекта перспективного реактора четвертого поколения типа SCLWR.
- 2) Исследования, демонстрирующие возможность существенного увеличения выгорания топлива за счет введения протактиния, могут найти применение в энергетических и транспортных реакторах на тепловых и резонансных нейтронах.
- 3) Расчетно-теоретические модели могут быть использованы для оценки защищенности от распространения различных делящихся материалов и вы-

работки требований по снижению их привлекательности с точки зрения возможного несанкционированного использования.

- 4) Использование полученных результатов в научно-исследовательских институтах и на предприятиях атомной отрасли (РНИЦ “Курчатовский институт”, ГНЦ РФ – ФЭИ, ВНИИЭФ, ОКБ “Гидропресс”).

Основные положения, выносимые на защиту.

- 1) Обоснование использования в тепловом и резонансном спектрах в качестве выгорающего поглотителя ^{231}Pa , который позволяет повысить выгорание топлива.
- 2) Обоснование достижения повышенного выгорания в легководном реакторе со сверхкритическими параметрами теплоносителя многонуклидного ($^{231}\text{Pa} - ^{233}\text{U} - ^{232}\text{Th} - ^{238}\text{U}$) O_2 топлива.
- 3) Рекомендации по формированию нуклидного состава топлива, обеспечивающего благоприятные эффекты реактивности в легководном реакторе со сверхкритическими параметрами теплоносителя.
- 4) Разработанные расчетно-теоретические модели для количественной оценки защищенности делящихся материалов.

Достоверность научных положений, результатов и выводов базируется на использовании сертифицированного расчетного комплекса SCALE-4.3, библиотеки ядерных данных ENDF/B-V, хорошо зарекомендовавшего себя расчетного комплекса GETERA, а также согласовании результатов расчетов, выполненных для тестовых случаев, с опубликованными ранее данными.

Структура и объем диссертации. Диссертация состоит из введения, трех глав, заключения и приложения. Работа изложена на 177 страницах, содержит 63 рисунка и список цитируемой литературы из 67 наименований.

Апробация работы. Основные положения работы докладывались и обсуждались на следующих научных конференциях и совещаниях: Международная студенческая научная конференция “Полярное сияние – 2005” (31 января – 5 февраля 2005, Санкт-Петербург, Россия); XIV семинар по проблемам физики реакторов “Волга-2006” (4-8 сентября 2006, Москва, Россия); 10-ая международная конференция “Nuclear Power Safety and Nuclear Education” (1-5 октября 2007, Обнинск, Россия); Всероссийская конференция “Молодежь ЯТЦ: наука и производство” (14-17 ноября 2007, Северск, Россия); XV семинар по проблемам физики реакторов “Волга-2008” (2-6 сентября 2008, Москва, Россия); Международная конференция PHYSOR-2008 (14-19 сентября 2008, Интерлакен, Швейцария); Международное совещание по проблемам нераспространения

ния ядерных материалов (29 сентября – 3 октября 2008, Обнинск, Россия); Всероссийская IX Баксанская молодежная школа экспериментальной и теоретической физики (19-26 октября 2008, Кабардино-Балкария, Россия); Международная конференция GLOBAL-2009 (6-11 сентября 2009, Париж, Франция); 11-ая международная конференция “Nuclear Power Safety and Nuclear Education” (29 сентября - 2 октября 2009, Обнинск, Россия); VII Курчатовская молодежная научная школа (10-12 ноября 2009, Москва, Россия).

Публикации. По теме диссертационной работы опубликовано 14 работ в научных журналах и сборниках трудов международных и российских конференций, в том числе, 2 статьи в журналах, рекомендуемых ВАК.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснована актуальность проведенных исследований, сформулированы цель и задачи работы, указаны научная новизна, практическая значимость полученных результатов, изложены основные положения, выносимые на защиту.

В первой главе рассмотрен реактор SCLWR (реактор четвертого поколения) с альтернативной, по сравнению с принятой в настоящее время, компоновкой активной зоны; приведены результаты изучения нейтронно-физических характеристик различных топливных композиций с целью определения топлива, обеспечивающего наибольшее выгорание (при фиксированном начальном запасе реактивности) и благоприятный коэффициент чувствительности размножающих свойств к температуре теплоносителя.

Легководный реактор со сверхкритическими параметрами теплоносителя отличается от традиционного легководного реактора тем, что теплоноситель (легкая вода) характеризуется давлением, превышающим критическое (22,1 МПа). Превышение критического давления исключает кипение теплоносителя, т.е. теплоноситель не претерпевает фазовых переходов в активной зоне, оставаясь однофазным.

Основными преимуществами реактора типа SCLWR являются:

- ✓ высокий КПД (благодаря высокой температуре теплоносителя на выходе из активной зоны);
- ✓ отсутствие кризиса кипения;
- ✓ простота и компактность конструкции реакторной установки (прямой цикл циркуляции теплоносителя исключает необходимость в рециркуляционных насосах и парогенераторах, а то обстоятельство, что теплоноситель является однофазным, позволяет отказаться от компенсатора давления и сепаратора пара);

- ✓ низкий расход теплоносителя (примерно на порядок ниже по сравнению с традиционными легководными реакторами за счет высокой энтальпии сверхкритической воды).

Преимущества реактора SCLWR определяют его цель – производство дешевой электроэнергии. Ожидается более чем двукратное снижение расходов на строительство и себестоимости вырабатываемой электроэнергии на SCLWR по сравнению с действующими в настоящее время энергоустановками.

Рассмотрена концепция SCLWR, в которой отсутствует дополнительный замедлитель, обеспечивающий тепловой спектр нейтронов во всем объеме активной зоны. Это позволяет достичь высокой энергонапряженности (110 кВт/л против 70 кВт/л в принятом в настоящее время проекте SCLWR), однако приводит к существенному изменению спектра нейтронов по высоте активной зоны (а также резкому изменению плотности теплоносителя $\gamma_{т/н}$ в области критической точки воды). В связи с этим исследования выполнены применительно к нескольким характерным спектрам нейтронов:

- ✓ спектр нейтронов нижней части активной зоны (высокая плотность теплоносителя – около 0,72 г/см³);
- ✓ спектр нейтронов центральной части активной зоны (резкое изменение плотности теплоносителя, при этом его средняя плотность – около 0,4 г/см³);
- ✓ спектр нейтронов верхней части активной зоны (низкая плотность теплоносителя – около 0,1 г/см³).

Большинство исследований проведено с использованием расчетного комплекса SCALE (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation), разработанного в Окриджской национальной лаборатории (шт. Теннесси, США) для выполнения расчетов в следующих областях: физика реакторов; радиационная безопасность, связанная с критичностью; радиационная защита, а также определение характеристик отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Для некоторых расчетов по причине удобства представления выходных данных использовалась программа GETERA для нейтронно-физического расчета ячеек и полиячеек ядерных реакторов.

В качестве библиотеки ядерных данных выбрана ENDF/B-V, как наиболее современная и содержащая подробные энергетические зависимости сечений взаимодействия нуклидов среди библиотек ядерных данных, предопределенных в расчетном комплексе SCALE-4.3.

Показано, что в спектре нейтронов SCLWR ^{233}U имеет преимущество перед ^{235}U и ^{239}Pu с точки зрения размножающих свойств (ν_{ef}). Это является существенным доводом в пользу использования в SCLWR уран-ториевого топливного цикла.

В спектре нейтронов SCLWR смешанное ($^{233}\text{U} - ^{232}\text{Th} - ^{238}\text{U}$) O_2 топливо, имеющее в своем составе два сырьевых нуклида, обеспечивает достижение более глубокого выгорания по сравнению с топливом, содержащем только ^{232}Th или только ^{238}U благодаря более плотной структуре резонансов, которая способствует:

- ✓ повышенному накоплению делящихся нуклидов (повышенному коэффициенту воспроизводства);
- ✓ повышенному содержанию делящегося нуклида (^{233}U) при фиксированном начальном запасе реактивности;
- ✓ снижению паразитного поглощения нейтронов.

Расчетным путем выяснено, что для достижения наибольшего выгорания смешанного ($^{233}\text{U} - ^{232}\text{Th} - ^{238}\text{U}$) O_2 топлива содержание ^{232}Th к ^{238}U следует выбирать в пропорции 3 : 1 применительно к спектру нейтронов нижней и верхней частей активной зоны SCLWR и 2 : 1 применительно к спектру нейтронов центральной части активной зоны SCLWR (рис. 1).

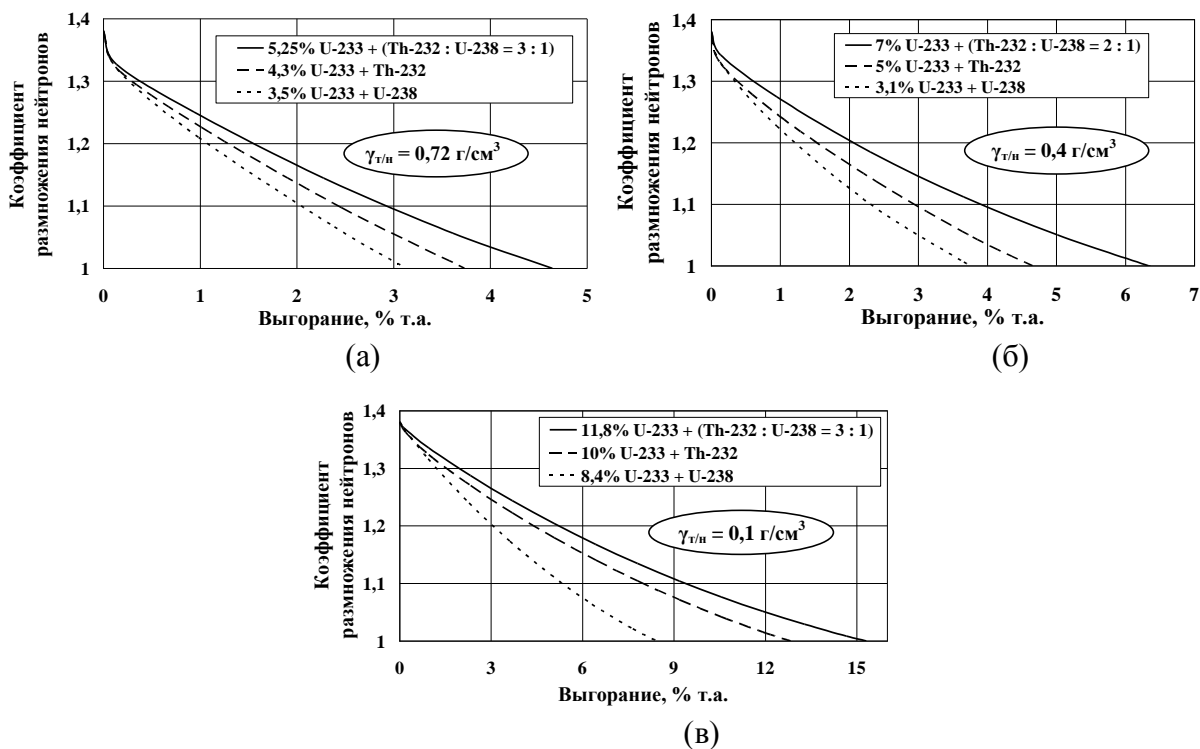


Рис. 1. Сравнение топливных композиций с точки зрения достижимого выгорания (топливные композиции, содержащие только ^{232}Th , только ^{238}U , а также ^{232}Th и ^{238}U) в спектре нейтронов нижней (а), центральной (б) и верхней (в) частей активной зоны реактора типа SCLWR

Существенный перепад плотности теплоносителя в центральной части активной зоны при небольшом изменении его температуры приводит к значительной (по модулю) величине коэффициента чувствительности размножающих свойств к температуре теплоносителя (ТКЧ – температурный коэффициент чувствительности), что негативно сказывается на безопасности установки.

Уменьшение ТКЧ по модулю в центральной части активной зоны реактора достигнуто посредством коррекции нуклидного состава смешанного уран-ториевого топлива путем введения специально выбранных нуклидов. Показано, что наиболее эффективно уменьшить ТКЧ по модулю возможно путем введения в состав топливной композиции ^{241}Am . Америциевая фракция может быть выделена из ОЯТ реактора типа ВВЭР. На рис. 2 демонстрируется, что сильноотрицательный ТКЧ в центральной части активной зоны SCLWR может быть подавлен примерно на порядок (практически до значений, характерных для традиционных легководных реакторов) путем введения небольших количеств америциевой фракции. При этом содержание делящегося нуклида (^{233}U) в этом расчете увеличено с 7% до 9,85% с целью сохранения прежней величины выгорания топлива.

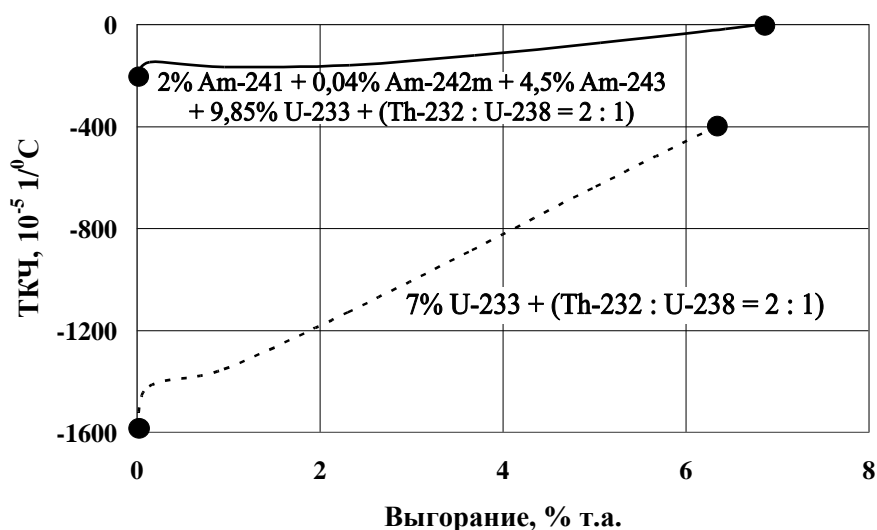


Рис. 2. Подавление сильноотрицательного ТКЧ в центральной части активной зоны путем введения в состав топлива америциевой фракции

В рассматриваемой концепции реактора SCLWR предполагается использовать топливо трех различных составов (для нижней, центральной и верхней частей активной зоны). В табл. 1 приведены характеристики топлива реактора SCLWR: состав топливной композиции, выгорание, начальный запас реактивности ($K_{\infty} - 1$) и коэффициент воспроизводства (КВ).

Основные характеристики топлива реактора SCLWR

Часть активной зоны	Состав топливной композиции	Выгорание, % т.а.	Начальный запас реактивности	КВ
Нижняя	5,25% ^{233}U + ($^{232}\text{Th} : ^{238}\text{U} = 3 : 1$)	4,6	0,38	0,50
Центральная	2% ^{241}Am + 0,04% $^{242\text{m}}\text{Am}$ + 4,5% ^{243}Am + 9,85% ^{233}U + ($^{232}\text{Th} : ^{238}\text{U} = 2 : 1$)	6,8	0,10	0,54
Верхняя	6,8% ^{233}U + ($^{232}\text{Th} : ^{238}\text{U} = 3 : 1$)	5,0	0,13	0,97

В предположении, что три условно выделенные части активной зоны имеют равный объем, среднее по активной зоне выгорание топлива составит 5,5% т.а. Отметим, что это больше 4,5% т.а. – величины, которой характеризуется принятый в настоящее время проект реактора SCLWR, работающего на урановом топливе (5% ^{235}U + 95% ^{238}U). Дальнейшее повышение глубины выгорания рассмотрено во второй главе диссертационной работы.

Во второй главе исследованы размножающие свойства цепочек нуклидных превращений с целью определения нуклидов, введение которых в состав топливной композиции позволило бы существенно увеличить кампанию топлива и достичь сверхглубокого выгорания. Увеличение кампании топлива до значительных времен (несколько десятков лет) позволит снизить число перегрузок или исключить их вообще (реактор “BLACK BOX”). Это означает не только отказ от самой операции перегрузки топлива, но также уменьшение потребностей в свежем топливе и количества ОЯТ на единицу выработанной энергии.

Следует отметить, что вопрос о достижении сверхглубокого выгорания рассмотрен с точки зрения возможностей топливной композиции; материаловедческий аспект, связанный с выбором конструкционных материалов, не анализировался. Однако, представляется, что на практике подобное сверхглубокое выгорание может быть достигнуто путем многократного повторения следующих операций: частичное выгорание топлива (4 ÷ 6% т.а.), применение DUPIC-технологии для удаления газообразных продуктов деления, изготовление новых топливных таблеток.

Показано, что нетрадиционные цепочки нуклидных превращений ($^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U}$) и ($^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$) более привлекательны с точки зрения размножающих свойств по сравнению с традиционными цепочками ($^{232}\text{Th} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow ^{234}\text{U}$) и ($^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow ^{240}\text{Pu}$) по следующим причинам:

- ✓ наличие комбинации двух следующих друг за другом делящихся нуклидов (^{232}U и ^{233}U – в тепловом и быстром спектре нейтронов, ^{238}Pu и ^{239}Pu – в быстром спектре нейтронов);
- ✓ высокая скорость их накопления из стартовых нуклидов (^{231}Pa и ^{237}Np).

С точки зрения глубокого выгорания в тепловом спектре нейтронов предпочтительнее “задействовать” цепочку ($^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U}$), а в быстром спектре нейтронов – цепочку ($^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$) или обе цепочки одновременно.

На рис. 3 продемонстрирована возможность повышения выгорания топлива за счет введения в состав топливной композиции ^{231}Pa (тепловой спектр нейтронов).

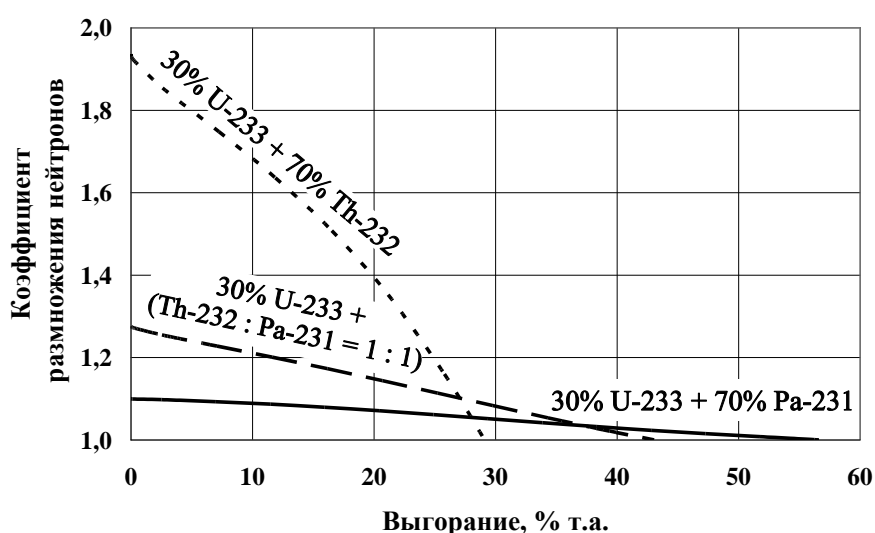


Рис. 3. Достижение сверхглубокого выгорания за счет введения в состав топливной композиции ^{231}Pa (тепловой спектр нейтронов)

Введение в топливо легководного реактора ^{231}Pa позволяет скомпенсировать начальный запас реактивности и добиться режима работы реактора, при котором коэффициент размножения нейтронов остается практически неизменным и близким к единице на протяжении всей кампании (без использования системы компенсации избыточной реактивности). При этом накопление продуктов деления и выгорание делящихся нуклидов с хорошей степенью точности компенсируются за счет воспроизводства делящихся нуклидов из протактиния; таким образом, возможно достижение сверхглубокого выгорания (около 37% т.а., если принимать во внимание необходимость в запасе реактивности на утечку порядка 3,5%).

Если предположить, что реактор имеет загрузку по тяжелым атомам, аналогичную реактору типа ВВЭР-1000 (66 тонн) и работает на тепловой мощности 3 000 МВт, данное выгорание соответствует длительности кампании около 22 лет. Подобное топливо

могло бы быть привлекательным для развивающихся стран, не имеющих специализированной промышленной инфраструктуры, найти применение на плавучих атомных станциях, как источник энергии в космосе (база на Луне, Марсе), а также на космических аппаратах, предназначенных для дальних полетов в космос.

Выяснено, что хотя введение протактиния в топливо легководного реактора (а также реактора SCLWR) открывает возможность для существенного повышения глубины выгорания топлива, требование обеспечить благоприятный (отрицательный) ТКЧ на протяжении всей кампании накладывает определенные ограничения на долю вводимого протактиния, а вместе с этим, и на глубину выгорания топлива. Так, среднее по активной зоне SCLWR выгорание топлива (5,5% т.а.) может быть увеличено за счет введения в топливо 3,5% ^{231}Pa в следующей мере: до 7,5% т.а. (“однозаходная” схема движения теплоносителя) или 9,5% т.а. (“двухзаходная” схема движения теплоносителя).

В диссертационной работе проведена оценка защищенности делящихся материалов, и, в частности, предлагаемого смешанного ($^{233}\text{U} - ^{232}\text{Th} - ^{238}\text{U}$) O_2 топлива. Одним из способов обеспечить защищенность такого топлива является изменение отношения содержания ^{232}Th к ^{238}U с 2 : 1 или 3 : 1 (как топлива, обеспечивающего максимальное выгорание) в сторону больших содержаний ^{238}U . Это приводит к определенному снижению выгорания (порядка 10%), однако доля ^{233}U в урановой фракции может быть снижена до 12% (это соответствует материалу непрямого использования).

Еще одним способом повышения защищенности предложенных топливных композиций является введение ^{232}U , который не может быть отделен с помощью химических методов от урановой фракции. Вопрос о защищенности топливных композиций с содержанием ^{233}U в урановой фракции более 12% путем введения ^{232}U рассмотрен в третьей главе диссертационной работы.

В третьей главе развиты расчетно-теоретические модели, направленные на количественную оценку защищенности различных делящихся материалов с точки зрения возможности создания на их основе эффективных ядерных взрывных устройств (ЯВУ) ствольного и имплозивного типа. Для этого моделируются основные ядерно-физические, кинематические и тепловые процессы, которые протекают в “примитивных” ЯВУ.

Модель ЯВУ ствольного типа позволяет оценить энергетический выход устройства, собранного на основе заданного делящегося материала, а также выработать требования, выполнение которых способно снизить энергетический выход до определенного уровня.

Рассмотрена возможность снижения эффективности ЯВУ ствольного типа путем введения в делящийся материал дополнительного источника нейтронов, в частности, ^{232}U . Данный изотоп урана является мощным источником нейтронов спонтанного деления; кроме того, испускаемые им α -частицы способны генерировать нейтроны в (α, n) -реакциях на ядрах легких элементов, которые всегда присутствуют в делящемся материале в виде примесей.

Основная идея модели заключается в оценке максимально-достижимой скорости соединения подкритических масс, которая в значительной мере определяет энергетический выход ЯВУ ствольного типа и которая ограничена максимальным давлением пороховых газов, выдерживаемым стволом. Для оценки максимально-достижимой скорости соединения подкритических масс использовались следующие предположения:

- ✓ движение “снаряда” (подкритической массы) является равноускоренным;
- ✓ выбран весь запас прочности для материала ствола, т.е. коэффициент запаса прочности равен единице;
- ✓ ствол выполнен из весьма прочного материала: максимально-допустимое напряжение в материале ствола приблизительно на 50% больше величины, на которую ориентируются в реальных орудиях;
- ✓ ствол имеет длину 10 метров и вес 10 тонн: предполагается, что ствол с негабаритными характеристиками, превышающими данные, труден в обращении и транспортировке.

Важным обстоятельством является то, что рассматриваемый способ снижения энергетического выхода ЯВУ ствольного типа за счет введения в делящийся материал дополнительного источника нейтронов имеет предел, т.е. путем введения источника нейтронов невозможно снизить энергетический выход ЯВУ ствольного типа до сколь угодно малых величин. Энергетический выход может быть снижен лишь до некоторого уровня, соответствующего запуску цепной реакции деления в момент достижения критичности (так называемый режим срабатывания “хлопок”).

На примере использования в качестве делящегося материала смеси 90% ^{235}U + 10% ^{238}U продемонстрирована нецелесообразность достижения режима срабатывания “хлопок”: кривая относительного энергетического выхода X становится более полой с ростом мощности источника нейтронов S (рис. 4). Имеет смысл рассматривать введение источника нейтронов, необходимого для снижения энергетического выхода ЯВУ ствольного типа до $\sim 1\%$ от номинального с вероятностью 90%: дальнейшее увеличение мощности источника нейтронов не приводит к заметному снижению энергетического выхода (рис. 4).

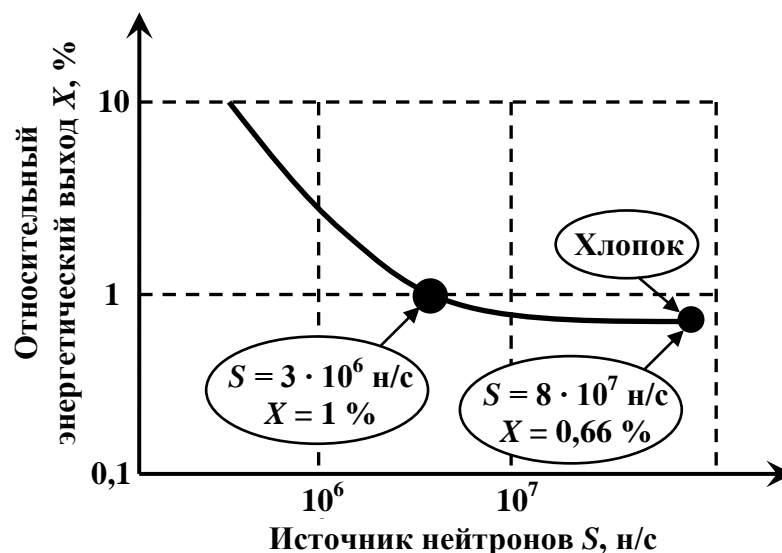


Рис. 4. Зависимость относительного энергетического выхода ЯВУ ствольного типа (X) от мощности источника нейтронов в делящемся материале (S)

Подробно рассмотрен случай, когда делящимся материалом является смесь 26% ^{233}U + 74% ^{238}U : данная композиция имеет максимальную долю ^{233}U в урановой фракции применительно к рассматриваемому топливу для SCLWR. Относительный энергетический выход ЯВУ ствольного типа, собранного на основе 26% ^{233}U + 74% ^{238}U , может быть снижен до 1% от номинального (54 т в абсолютном выражении) путем введения 22 ppm (parts per million, частей на миллион) ^{232}U (при годичной выдержки ^{232}U).

Уже после первого цикла облучения ОЯТ реактора SCLWR содержит значительное количество ^{232}U (150 ÷ 160 ppm в урановой фракции), что обуславливает его повышенную защищенность с точки зрения возможности создания на его основе эффективного ЯВУ ствольного типа. При рециклировании облученного топлива уровень защищенности свежего топлива будет повышаться.

Таким образом, наличие небольшого количества ^{232}U в высокообогащенной урановой фракции (в том числе, урановой фракции, содержащейся в топливе SCLWR) значительно повышает ее защищенность, но, вместе с тем, не в состоянии гарантировать абсолютную неэффективность ЯВУ ствольного типа, собранного на основе данной урановой фракции.

Модель ЯВУ имплозивного типа позволяет оценить «время жизни» ЯВУ имплозивного типа (время, в течение которого устройство сохраняет работоспособность), а также выработать требования, выполнение которых способно уменьшить «время жизни» устройства до определенного уровня.

Рассмотрена возможность обеспечения неработоспособности ЯВУ имплозивного типа путем введения в делящийся материал радиоактивного изотопа – источника тепла, что гарантирует перегрев компонент ЯВУ и, тем самым, выход устройства из строя. В том случае, если делящимся материалом является плутоний, источник тепла может быть обеспечен введением изотопа ^{238}Pu ; а если делящимся материалом является обогащенный уран – введением изотопа ^{232}U .

Анализ имплозивного ЯВУ основан на модели, предложенной доктором G. Kessler: центральный заряд делящегося материала окружен сферическими слоями из природного урана, алюминия, химического взрывчатого вещества (ВВ) и внешней стальной оболочки. В качестве химического ВВ рассмотрено одно из наиболее термостойких – ТАТВ (триаминотринитробензол).

Распределение температуры по слоям ЯВУ имплозивного типа находилось из решения нестационарного уравнения теплопроводности в одномерной сферической геометрии. Учтена зависимость теплофизических свойств материалов (теплопроводности и теплоемкости) от температуры: данные свойства меняются в достаточно широких пределах.

Основным недостатком предыдущих работ по данной тематике является то обстоятельство, что вывод о защищенности делящегося материала делается на основе рассмотрения равновесного (асимптотического) профиля температуры по слоям ЯВУ, т.е., по существу, профиля температуры, достигаемого по прошествии бесконечного времени прогрева (рис. 5, сплошная кривая, демонстрирующая, что химическое ВВ прогревается до температуры самовозгорания – $347\text{ }^{\circ}\text{C}$, что приводит к потери работоспособности ЯВУ). Вместе с тем, потеря работоспособности ЯВУ должна наблюдаться по прошествии конечного, и, желательно, достаточно короткого промежутка времени. Именно в этом случае можно говорить о непригодности данного устройства для практического применения, а, значит, можно говорить о защищенности соответствующего делящегося материала. Анализ нестационарного (зависящего от времени) процесса прогрева ЯВУ имплозивного типа (рис. 5, кривые для 2 и 5 часов) принципиально отличает настоящую работу от предыдущих по данной тематике.

Показано, что ЯВУ имплозивного типа при прогреве теряет работоспособность по причине перегрева химического ВВ. В первую очередь перегрев химического ВВ связан с пиролизом, скорость которого оценена с помощью уравнения Аррениуса. Предположено, что устройство теряет работоспособность при разложении 2% химического ВВ, так как при этом газообразные продукты пиролиза накапливаются в количестве, способном разрушить химическое ВВ (и ЯВУ).

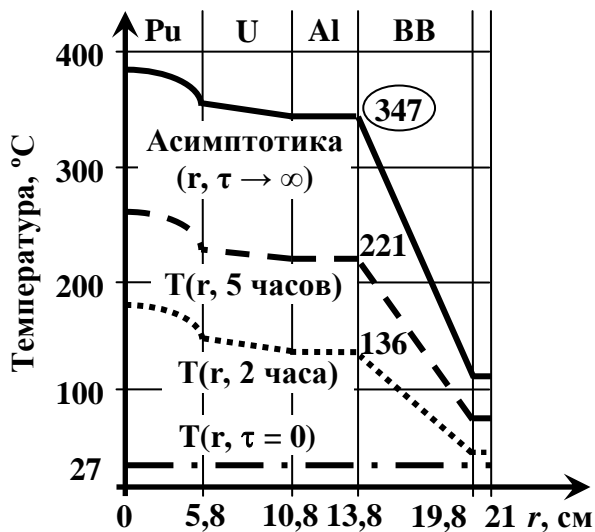


Рис. 5. Динамика температурного поля в ЯВУ имплозивного типа (9,6% ^{238}Pu)

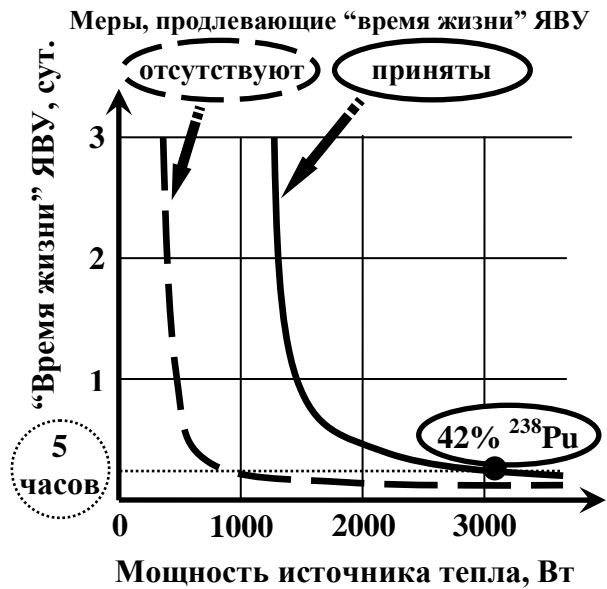


Рис. 6. Влияние мощности источника тепла на “время жизни” ЯВУ

Рассмотрены следующие меры, которые могут быть предприняты, чтобы продлить “время жизни” устройства:

- ✓ предварительное охлаждение элементов ЯВУ;
- ✓ окружение ЯВУ теплоотводящим слоем, в составе которого присутствует вещество, претерпевающее фазовый переход в диапазоне температур нагревания. Подобный теплоотводящий слой способен аккумулировать поступающее тепло, сохраняя постоянную температуру, что обеспечивает условие идеального теплоотвода от ЯВУ;
- ✓ введение теплоизолирующих слоев в структуру ЯВУ. Поскольку устройство теряет работоспособность из-за перегрева химического ВВ, в то время как внутренние слои имеют далеко не предельные для них температуры (см. рис. 5), то целесообразно принять меры, препятствующие переносу тепла из внутренних слоев ЯВУ в слой химического ВВ: это продлит “время жизни” устройства.

Принятие данных мер более чем втрое повышает требования к мощности источника тепла, необходимой для денатурирования делящегося материала (рис. 6).

Демонстрируется, что “время жизни” ЯВУ имплозивного типа является очень важным фактором при оценке защищенности делящегося материала (см. рис. 6).

Показано, что смесь 26% ^{233}U + 74% ^{238}U , содержащая, по меньшей мере, 1,7% ^{232}U , может считаться достаточно защищенным материалом, так как собранное на его основе ЯВУ имплозивного типа сохраняет работоспособность не более 5 часов.

Таким образом, в то время как содержание ^{232}U в ОЯТ реактора SCLWR (150 ÷ 160 ppm) достаточно для того, чтобы повысить защищенность ($^{233}\text{U} - ^{232}\text{Th} - ^{238}\text{U}$)O₂ топлива с точки зрения возможности изготовления на его основе эффективного ЯВУ ствольного типа (требуется введение ~ 22 ppm ^{232}U), его оказывается недостаточно для снижения эффективности ЯВУ имплозивного типа (требуется введение ~ 17 000 ppm ^{232}U). Показано, что введение в свежее топливо реактора типа SCLWR порядка 1% ^{231}Pa позволяет увеличить содержание ^{232}U в ОЯТ до уровня (~ 17 000 ppm), при котором соответствующая урановая фракция является достаточно защищенным материалом с точки зрения возможности изготовления на ее основе эффективного ЯВУ имплозивного типа.

ОСНОВНЫЕ ВЫВОДЫ

1. Показано, что в спектре нейтронов SCLWR ^{233}U имеет преимущество перед ^{235}U и ^{239}Pu с точки зрения размножающих свойств (v_{ef}), что является существенным доводом в пользу использования в SCLWR уран-ториевого топливного цикла.
2. Установлено, что в спектре нейтронов SCLWR смешанное ($^{233}\text{U} - ^{232}\text{Th} - ^{238}\text{U}$)O₂ топливо, имеющее в своем составе два сырьевых нуклида, обеспечивает достижение более глубокого выгорания по сравнению с топливом, содержащем только ^{232}Th или только ^{238}U .
3. Показано, что введение ^{231}Pa в топливо легководного реактора (а также реактора SCLWR) открывает возможность для существенного увеличения кампании топлива и повышения глубины выгорания (более 30% т.а.).
4. Показано, что введение ^{231}Pa (на уровне 3,5%) в смешанное ($^{233}\text{U} - ^{232}\text{Th} - ^{238}\text{U}$)O₂ топливо реактора SCLWR позволяет повысить выгорание с 5,5 до 7,5% т.а. (“однозаходная” схема движения теплоносителя) или 9,5% т.а. (“двухзаходная” схема движения теплоносителя).
5. Продемонстрирована возможность обеспечения благоприятного эффекта реактивности по температуре теплоносителя в реакторе SCLWR путем введения в состав топлива небольших количеств америциевой фракции.
6. Установлено, что для снижения эффективности ЯВУ ствольного типа целесообразно рассматривать введение в делящийся материал источника нейтронов, обеспечивающего уменьшение энергетического выхода ЯВУ до ~ 1% от номинального с вероятностью 90%: дальнейшее увеличение мощности источника нейтронов не приводит к существенному снижению энергетического выхода.

7. Показано, что ОЯТ реактора SCLWR является достаточно защищенным делящимся материалом с точки зрения возможности изготовления на его основе эффективного ЯВУ ствольного типа.
8. Показано, что для оценки защищенности делящихся материалов с точки зрения возможности изготовления на их основе эффективного ЯВУ имплозивного типа необходимо анализировать нестационарный процесс прогрева устройства. Стационарная модель существенно недооценивает необходимую мощность источника тепла, которая гарантирует выход устройства из строя. Анализ должен включать рассмотрение мер, которые способны замедлить процесс прогрева устройства: предварительное охлаждение ЯВУ, окружение ЯВУ теплоотводящим слоем, введение теплоизолирующих слоев в структуру ЯВУ.
9. Установлено, что в зависимости от времени $\Delta\tau$, необходимого для окончательной сборки и последующей транспортировки ЯВУ имплозивного типа, плутоний может считаться достаточно защищенным материалом, если он содержит, по меньшей мере, 18% ^{238}Pu ($\Delta\tau = 5$ сут.) ÷ 42% ^{238}Pu ($\Delta\tau = 5$ часов).
10. Показано, что ОЯТ реактора SCLWR является достаточно защищенным делящимся материалом с точки зрения возможности изготовления на его основе эффективного ЯВУ имплозивного типа при условии, что свежее топливо содержит, по меньшей мере, 1% ^{231}Pa .

Основные публикации по теме диссертации

1. *Kulikov G., Shmelev A., Kulikov E., Apse V.* Neutron-physical peculiarities of nuclide chains for actinide isotopes, and proliferation protection of fissionable isotopes. – In: Proc. of the 12th International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems (ICENES 2005). – Brussels, Belgium. – 2005, on CD-ROM, paper 076.
2. *Kulikov G., Shmelev A., Kulikov E., Apse V.* Application of mixed uranium-plutonium fuel and modified thorium-based fuel in light-water reactors for achieving high burn-up and non-proliferation of nuclear materials. – In: Proc. of International Conference “Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability” (GLOBAL 2005). – Tsukuba, Japan. – 2005, on CD-ROM, paper 093.
3. *Куликов Е.Г.* Исследование нейтронно-физических характеристик (U-Th)-топлива в легководном реакторе со сверхкритическими параметрами теплоносителя. – Материалы XIV семинара по проблемам физики реакторов “Волга-2006”. – Москва, Россия. – 2006, с. 152-153.
4. *Куликов Е.Г., Шмелев А.Н., Куликов Г.Г.* Нейтронно-физические характеристики (^{233}U -Th- ^{238}U)-топлива в легководном реакторе со сверхкритическими параметрами теплоносителя // Известия Высших Учебных Заведений, серия “Ядерная энергетика”. – 2007. – № 2. – С. 27-38.
5. *Kulikov E., Shmelev A., Kulikov G., Apse V.* A study on the physical characteristics of a supercritical light-water reactor loaded with (^{233}U -Th- ^{238}U) oxide fuel. – In: Proc. of the 13th International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems (ICENES 2007). – Istanbul, Turkey. – 2007, on CD-ROM.

6. *Kulikov E., Shmelev A., Kulikov G., Apse V.* Physical characteristics of LWRs and SCLWRs loaded by (^{233}U - Th - ^{238}U) oxide fuel with small additions of ^{231}Pa . – In: Proc. of International Conference “Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems” (GLOBAL 2007). – Boise, Idaho, USA. – 2007, on CD-ROM.
7. *Kulikov E.* LWR with supercritical water parameters and (Th-U-Pu)-fuel. Non-proliferation aspects. – In: Proc. of the 10th International Conference “Nuclear Power Safety and Nuclear Education”. – Obninsk, Russia. – 2007, p. 69.
8. *Куликов Е.Г., Шмелев А.Н., Куликов Г.Г.* Нейтронно-физические характеристики (^{233}U - Th - ^{238}U)-топлива в легководном реакторе со сверхкритическими параметрами теплоносителя. – Материалы научно-практической конференции молодых специалистов и аспирантов “Молодежь ЯТЦ: наука и производство”. – Северск, Россия. – 2007, с. 179-183.
9. *Куликов Е.Г., Шмелев А.Н., Куликов Г.Г.* Легководный реактор со сверхкритическими параметрами теплоносителя и (Th-U) O_2 топливом: уменьшение температурного эффекта реактивности по теплоносителю // Известия Высших Учебных Заведений, серия “Ядерная энергетика”. – 2008. – № 1. – С. 51-59.
10. *Куликов Е.Г., Шмелев А.Н., Куликов Г.Г.* Легководный реактор со сверхкритическими параметрами теплоносителя и (Th+U) O_2 топливом: уменьшение температурного эффекта реактивности по теплоносителю. – Материалы XV семинара по проблемам физики реакторов “Волга-2008”. – Москва, Россия. – 2008, с. 137-140.
11. *Kulikov E., Kulikov G., Apse V., Shmelev A.* Neutronics of super-critical LWR lattice with (Th+U) O_2 -fuel: how to suppress coolant effect of reactivity. – In: Proc. of International Conference on the Physics of Reactors “Nuclear Power: A Sustainable Resource” (PHYSOR 2008). – Interlaken, Switzerland. – 2008, p. 87.
12. *Kulikov E.* Calculational models for quantitative evaluation of proliferation protection for fissionable materials. – In: Proc. of International Workshop on Non-proliferation of Nuclear Materials. – Obninsk, Russia. – 2008, p. 24-27.
13. *Kulikov E., Shmelev A., Apse V., Kulikov G.* Calculational models for quantitative evaluation of proliferation protection for fissionable materials. – In: Proc. of International Conference “The Nuclear Fuel Cycle: Sustainable Options & Industrial Perspectives” (GLOBAL 2009). – Paris, France. – 2009, on CD-ROM, paper 9012 (p. 2333-2341).
14. *Куликов Е.Г., Шмелев А.Н., Ансэ В.А., Куликов Г.Г.* Расчетные модели для оценки защищенности делящихся материалов. – Сб. аннотаций работ VII Курчатовской молодежной научной школы. – Москва, Россия. – 2009, с. 35.