

На правах рукописи

Волков Юрий Николаевич

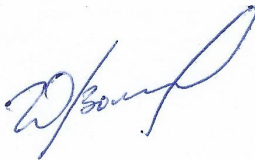
ФИЗИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ РЕЖИМОВ
УСКОРЕННОЙ УТИЛИЗАЦИИ ОРУЖЕЙНОГО ПЛУТОНИЯ
В РЕАКТОРАХ ТИПА ВВЭР

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

АВТОРЕФЕРАТ

диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Автор:



Москва 2015

Работа выполнена в Национальном исследовательском ядерном университете «Московский инженерно-физический институт»

НАУЧНЫЙ РУКОВОДИТЕЛЬ: кандидат физико-математических наук,
Наумов В. И., профессор, НИЯУ МИФИ

ОФИЦИАЛЬНЫЕ ОППОНЕНТЫ: доктор технических наук,
Цибульский В.Ф., профессор, главный научный сотрудник НИЦ «Курчатовский Институт»

кандидат технических наук, Стенбок И.А.,
главный научный сотрудник, Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А. Доллежала

ВЕДУЩАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ: Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского

Защита состоится 20 мая 2015 г. в 16 час. 30 мин. в Национальном исследовательском ядерном университете «МИФИ» по адресу:
115409, Москва, Каширское шоссе, 31, тел. 324-84-98, 323-91-67.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке университета.

Автореферат разослан " ____ " апреля 2015 г.

Просим принять участие в работе совета или прислать отзыв в двух экземплярах, заверенных печатью организации.

Ученый секретарь
диссертационного совета,
д. ф.-м. н., профессор



И.И. Чернов

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность темы. Нарбатываемый в энергетических реакторах плутоний является важным компонентом будущей развитой ядерной энергетики, позволяющий многократно повысить эффективность использования природных запасов урана. Отечественная долгосрочная стратегия развития ядерной энергетики базируется на использовании плутония преимущественно в реакторах на быстрых нейтронах, способных реализовать расширенное воспроизводство ядерного топлива. Предполагается, что будущая отечественная ядерная энергетика будет иметь двухкомпонентную структуру, и избыточные запасы плутония, превышающие собственные потребности реакторов на быстрых нейтронах, могут быть использованы в действующих и модернизированных реакторах на тепловых нейтронах.

Вместе с тем, анализируя современное состояние ядерной энергетики и ближайшие перспективы, можно заключить, что основную долю парка ядерно-энергетических установок, как в мире, так и в России будут составлять реакторы на тепловых нейтронах типа ВВЭР-PWR. Учитывая рост запасов плутония, выделенного из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) коммерческих ядерных реакторов, ведущие европейские страны (Франция, Германия, Бельгия) встали на путь его частичного использования в виде смешанного (MOX) топлива в действующих реакторах PWR, решив таким способом проблему сокращения его складских запасов и сокращения потребления природных ресурсов урана.

Россия также располагает большими складскими запасами реакторного плутония, выделенного из ОЯТ энергетических реакторов (ВВЭР-440). Но проблема для России усугубляется тем, что, помимо реакторного плутония, у России есть значительный запас избыточного оружейного плутония, который, в соответствии с имеющимися международными обязательствами, должен быть утилизирован и переведен в состояние, исключающее его военное использование, в ограниченные сроки. Исходя из анализа текущего состояния и ближайшего развития реакторного парка России, можно полагать, что значительная часть программы утилизации оружейного плутония будет вынужденно реализована на базе реакторов ВВЭР. В этой связи представляется актуальным исследование вариантов ускоренной утилизации оружейного плутония в отечественных реакторах ВВЭР с учетом вопросов безопасности, эффективности использования плутония и темпов его вовлечения в топливный цикл реакторов типа ВВЭР-1000.

Важным критерием, определяющим скорость утилизации оружейного плутония, является пропускная способность используемых типов реакторов. В этой связи представляется актуальным предложить такие стратегии использования топлива в российских реакторах, чтобы можно было гибко и эффективно управлять их пропускной способностью. Естественно, чем выше выгорание и чем дольше плутоний находится в активной зоне реактора, тем ниже его пропускная способность. Компромисс может состоять в том, чтобы не доводить оружейный плутоний до максимального выгорания, ограничив его уровнем «стандарта отработанного топлива» («Spent Fuel Standard»). Достижение уровня «стандарта отработанного топлива» за счет изменения изотопного состава исходного оружейного материала в составе

МОХ топлива и формирования радиационного барьера переводит его в категорию реакторного плутония в составе ОЯТ, существенно ограничивающего риск распространения этого материала. Подобный процесс ускоренной утилизации в данной работе носит название «реакторная денатурация», как первый этап общего процесса утилизации оружейного плутония, который направлен на перевод плутония из класса «оружейный» в класс «энергетический» за максимально короткие сроки. При этом сохраняется его энергетический потенциал, который может быть реализован как в реакторах на быстрых нейтронах, так и в реакторах на тепловых нейтронах, оптимизированных под использование плутониевого топлива. Исследования по анализу повышения пропускной способности реакторов типа ВВЭР за счет «реакторной денатурации» оружейного плутония были выполнены в ряде работ, в том числе с участием автора данной работы.

Частичное внедрение плутония в топливные загрузки реактора может приводить к формированию активных зон с пространственной неоднородностью физических свойств и, как следствие, с пространственной неоднородностью доли запаздывающих нейтронов. Эта проблема, недостаточно изучена и дополнительные исследования в этом направлении актуальны в плане формирования безопасных загрузок реакторов ВВЭР с уран плутониевым топливом.

Целью диссертационной работы явилось физическое обоснование возможностей ускоренной утилизации оружейного плутония в реакторах типа ВВЭР со смешанной загрузкой активной зоны при совокупности ограничений, обеспечивающих условия их безопасной эксплуатации.

Для достижения поставленной цели решены следующие задачи:

1. На основе многовариантных расчетов разработаны и обоснованы варианты формирования смешанной загрузки активной зоны и режимов перегрузок топлива, отвечающих требованиям по значительному увеличению пропускной способности при утилизации оружейного плутония.

2. На основе простой одномерной модели и известного математического аппарата выполнен качественный анализ нестационарных процессов в системах с пространственной зависимостью долей запаздывающих нейтронов и проанализировано возможное проявление этого эффекта в реакторах типа ВВЭР-1000.

3. На основе известных методик разработан и применен упрощенный количественный критерий для оценки меры защищенности отработавших ТВС с оружейным плутонием и ее соответствия «стандарту отработанного топлива».

Научная новизна и теоретическая значимость работы

1. На базе комплексного нейтронно-физического анализа показана возможность существенного увеличения пропускной способности реакторов типа ВВЭР по утилизации оружейного плутония без ущерба для эксплуатационных характеристик и параметров безопасности.

2. Впервые поставлена задача и выполнено численно-аналитическое исследование систем с пространственной зависимостью долей запаздывающих нейтронов. Проблема сведена к классической задаче Штурма-Лиувилля.

3. Предложена упрощенная методика для оценки ОЯТ на соответствие «стандарту отработанного топлива», позволяющая провести сравнительный анализ защищенности плутония в составе ОЯТ.

Практическая значимость работы заключается в том, что результаты исследования дают возможность сравнительного анализа нейтронно-физических параметров, эффективности и безопасности частичных загрузок реактора типа ВВЭР-1000 МОХ топливом в условиях задачи гибкого и эффективного управления пропускной способностью реактора по утилизации оружейного плутония. Как следует из приведенных данных, с точки зрения физики нет принципиальных препятствий для существенного увеличения их пропускной способности без ущерба для энергопроизводства и безопасности. Проведенные исследования нестационарных переходных процессов показывают, что при равномерных или локальных возмущениях реактор ВВЭР-1000 малочувствителен к существованию резкой пространственной неравномерности доли запаздывающих нейтронов на смешанных уран-плутониевых загрузках активной зоны. Совокупность полученных в работе результатов представляют интерес для исследователей, работающих в области повышения безопасности и эффективности использования смешанного уран-плутониевого топлива в современных ядерных энергетических реакторах: в Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт», «Государственном научном центре Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского».

Основные положения, выносимые на защиту.

1. Результаты комплексных исследований пропускной способности и других нейтронно-физических характеристик по использованию оружейного плутония в реакторах ВВЭР при условии их работы в режиме «реакторной денатурации».
2. Результаты исследований и рекомендации по компоновкам активных зон реакторов ВВЭР, работающих в режиме «реакторной денатурации» плутония оружейного качества.
3. Результаты модельных исследований нейтронно-физических свойств реакторных систем с пространственно распределенной долей запаздывающих нейтронов.

Достоверность работы

Для моделирования нестационарных многомерных процессов, а так же для численного решения задачи Штурма-Лиувилля на поиск собственных чисел и функций системы был использован коммерческий программный пакет COMSOL Multiphysics, решающий уравнения в частных производных методом конечных элементов (математическая основа – набор специализированных библиотек, написанных на FORTRAN). Кроме того, достоверность полученных результатов и выводов обусловлена использованием апробированного в реакторных расчетах программного комплекса GETERA, константной базы CONSYST, совпадением проведенных тестовых расчетов для известных вариантов топливных циклов ВВЭР-1000 и физической непротиворечивости полученных результатов.

Апробация работы. Материалы диссертации докладывались на следующих конференциях и научных семинарах: Международная научно-техническая конференция «Канальные реакторы: проблемы и решения» (г. Москва, ФГУП НИКИЭТ, 2004);

Молодежная международная научная конференция «Полярное сияние-2004» (г. Санкт-Петербург, 2004); Конференция молодых специалистов ФГУП ОКБ «Гидропресс» (г. Подольск, 2005); Научная сессия МИФИ-2004÷2008 и НИЯУ МИФИ-2009÷2015; Семинар по проблемам физики реакторов Волга-2004, 2006, 2008, 2010, 2014.

Публикации. Основные результаты диссертации опубликованы в 18 печатных работах, включая 4 публикации в рецензируемых журналах из перечня ВАК РФ.

Структура и объем диссертации. Диссертационная работа состоит из введения, четырех глав и заключения. Общий объем работы составляет 167 страниц, включая 24 таблицы, 40 рисунков и библиографический список литературы из 107 наименования.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснована актуальность исследования вариантов ускоренной утилизации оружейного плутония в отечественных реакторах ВВЭР с учетом вопросов безопасности, эффективности использования плутония и темпов его вовлечения в топливный цикл реакторов типа ВВЭР-1000; сформулированы цель работы и решаемые задачи, указаны новизна и практическая значимость, изложены основные положения, выносимые на защиту.

В первой главе проанализированы научные работы по использованию реакторного и оружейного плутония (ОП) в современных и перспективных легководных реакторах. На сегодняшний день за рубежом, в таких странах, как Франция, Бельгия, Швейцария, Япония существуют апробированные технологии замены до 40% уранового топлива на МОХ топливо на основе реакторного плутония. В ряде научных статей прорабатывается увеличение загрузки МОХ топлива вплоть до 100% ТВС в активной зоне реактора для увеличения темпов его потребления. Возможны варианты с увеличенным водо-топливным отношением для увеличения эффективности системы борного регулирования, использование обогащенного бора (до 80% ^{10}B) в системе регулирования реактора, внедрение инертного топлива или ториевого топлива, исключающее повторную наработку плутония в процессе выгорания. Однако 100% загрузка МОХ топливом требует серьезного изменения конструкции активной зоны – прежде всего это модернизация системы управления и защиты реактора для компенсации снижения эффективной доли запаздывающих нейтронов по сравнению с урановой загрузкой.

Для России, как и для США, использование плутоний-содержащего топлива представляет интерес в значительной мере наличием выделенного плутония оружейного класса, который должен быть утилизирован и переведен в состояние, исключающее его военное использование, в ограниченные сроки. В отечественных исследованиях и разработках, как правило, принимаются ограничения на долю его загрузки, соответствующие апробированному европейскому опыту – 30-40 % ТВС с МОХ топливом от числа всех тепловыделяющих сборок.

Проблема размещения ОП в реакторах типа ВВЭР-1000 подробно изучалась в ГНЦ РФ – «Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского» и НИЦ «Курчатовский институт». Опубликованные материалы содержат нейтронно-физические характеристики и схему компоновки АЗ для варианта утилизации, на-

целенного на получение максимальной энерговыработки с единицы загруженного МОХ топлива. В данной работе этот вариант утилизации носит название – «стандартный энергетический режим» (СЭР). Кампания МОХ топлива составляет 3 цикла, а кампания уранового (UOX) топлива составляет четыре цикла. Среднее выгорание в топливе составляет 41 и 52 МВт·сут/кг соответственно. Обогащение по делящемуся изотопу в МОХ топливе составляет 3,73%, а в UOX – 4,08%. Представленная компоновка АЗ позволит утилизировать около 270 кг(Pu)/год без принципиальных изменений систем АЭС.

Отмечено, что при утилизации оружейного плутония важным критерием выступает пропускная способность, потребление плутония в год одним энергоблоком. Интерес к увеличению ежегодного потребления плутония связан с задержкой программы использования оружейного плутония. Повысить темп использования оружейного плутония можно за счет увеличения доли МОХ топлива в активной зоне, например, увеличение доли МОХ топлива до 42% позволило увеличить темп утилизации до 420 кг(Pu)/год. Либо потребуются снижение времени нахождения плутониевого топлива в активной зоне, то есть снижение выгорания в МОХ топливе, до какого-то приемлемого уровня («стандарт отработанного топлива»). Концепция двухстадийного процесса утилизации оружейного плутония в тепловых энергетических реакторах, предполагает, что на первом этапе целевым функционалом является максимальная пропускная способность для ликвидации прямой и непосредственной угрозы распространения ядерного материала, то есть имеет смысл использовать реактор типа ВВЭР только для перевода оружейного плутония в разряд «энергетический» (концентрация изотопа ^{240}Pu порядка 20%) в составе ОЯТ, а уже на втором этапе обеспечить максимальный энергетический выход с единицы уран-плутониевого топлива. Таким образом, появляется задача исследования возможностей и выработки рекомендации по повышению пропускной способности реакторов типа ВВЭР по вовлечению оружейного плутония в составе МОХ топлива.

Эффективная доля запаздывающих нейтронов является естественной величиной, которая ограничивает скорость развития нестационарного процесса в реакторе. При частичных загрузках возможно образование достаточно больших кластеров (зон) ТВС с существенно различной долей запаздывающих нейтронов – МОХ ТВС и урановые ТВС. Как следует из литературного обзора, это может приводить к ошибкам при расчете эффективной доли запаздывающих нейтронов и соответственно при расчете реактивности. Для решения этих вопросов вытекает задача об исследовании свойств систем с пространственно зависимой долей запаздывающих нейтронов.

Во второй главе приведены результаты расчетных исследований по использованию реакторов типа ВВЭР в режиме «реакторной денатурации» оружейного плутония. Учитывая, что использование плутония в исходной загрузке реактора приводит к уменьшению средней доли запаздывающих нейтронов, эту характеристику можно принять в качестве одного из основных физических критериев, ограничивающих долю плутония в смешанной загрузке – $\bar{\beta} \geq 0,4 \%$, соответствующая 30 ÷ 40 % содержанию делящегося плутония в активной зоне реактора. Проведен сравнительный анализ нейтронно-физических характеристик для различных вариантов «реакторной де-

натурации». СЭР принят в качестве исходной точки при поиске вариантов увеличения пропускной способности по утилизации плутония оружейного качества.

В табл. 1 приведены результаты расчета наиболее перспективных вариантов «реакторной денатурации» (обозначены как РД-1, 2) в сравнении с СЭР. Во всех этих вариантах длительность цикла и содержание ОП в МОХ топливе подбирались так, чтобы увеличить пропускную способность, при этом обогащение урановых ТВС не изменялось.

Таблица 1. Результаты расчета режимов «реакторной денатурации» ОП

Обозначение		СЭР		РД-1		РД-2	
		МОХ	UO ₂	МОХ	UO ₂	МОХ	UO ₂
Тип ТВС		МОХ	UO ₂	МОХ	UO ₂	МОХ	UO ₂
Содержание ²³⁵ U/ Pu, %		0,3/ 3,6	4,0/ 0	0,3/ 3,25	4,0/ 0	0,3/ 3,6	4,0/ 0
Загрузка АЗ (UOX : MOX ТВС)		1: 2 (54 : 109)		4: 5 (72 : 91)		1: 2 (54 : 109)	
Кампания топлива, циклов		3	4	2	5	1	4
Длит. 1 цикла, эфф. сут.		298+30		298+30		380+30	
Пропускная способность ОП, кг(Pu)/год		278		503		670	
Изотопный состав ОЯТ по плутоние- вому ряду	²³⁸ Pu	0,25%	1,46%	0,07%	1,47%	0,01%	2,05%
	²³⁹ Pu	45,82%	58,03%	59,79%	60,60%	67,78%	55,31%
	²⁴⁰ Pu	30,81%	21,08%	25,04%	19,84%	22,49%	21,26%
	²⁴¹ Pu	17,57%	14,67%	12,90%	14,17%	8,75%	15,50%
	²⁴² Pu	5,56%	4,75%	2,20%	3,91%	0,97%	5,89%
Расход ТВС, ТВС/год		20	30	40	20	48	24
Выгорание, МВт·сут/кг		38,7	44,5	25,7	47,0	17,1	52,9
Количество Pu в ОЯТ, кг/т		24,0	13,6	27,1	16,3	29,5	15,2
Количество выгружаемого Pu, кг(Pu)/год		186,0 + 159,6 = 345,6		420,1 + 127,8 = 547,9		548,8 + 142,7 = 691,5	
Средняя доля ЗН**	Начало цикла	45,3×10 ⁻⁴		43,5×10 ⁻⁴		42,4×10 ⁻⁴	
	Конец цикла	43,8×10 ⁻⁴		43,5×10 ⁻⁴		41,7×10 ⁻⁴	
Эффективная доля ЗН	Начало цикла	46,7×10 ⁻⁴		41,0×10 ⁻⁴		40,0×10 ⁻⁴	
C _B ***, г (5B)/л	Начало цикла	1,74		1,87		2,48	
α _γ ****, см ³ /г	Начало цикла	0,225		0,167		0,120	
	Конец цикла	0,322		0,309		0,325	
α _{т/н} · 10 ⁻⁴ град ⁻¹	Начало цикла	-3,65		-2,72		-1,82	
	Конец цикла	-5,44		-5,31		-5,49	
α _{топ} · 10 ⁻⁵ град ⁻¹	Начало цикла	-3,11		-3,40		-3,11	
	Конец цикла	-3,20		-3,40		-3,20	

* Данные величины приводятся с учетом КИУМ, равного 0,86.

** ЗН – запаздывающие нейтроны.

*** C_B – концентрация бора в теплоносителе.

**** α_γ, α_{т/н}, α_{топ} – коэффициенты реактивности по, соответственно, плотности теплоносителя, температуре теплоносителя, температуре топлива.

Приведенные результаты демонстрируют основные тенденции и принципиальную возможность существенного увеличения пропускной способности реактора, вплоть до 2,4 раза (вариант РД-2) при сохранении условий, обеспечивающих безопасность эксплуатации реакторов.

Снижение выгорания в МОХ топливе приводит к увеличению расхода ТВС с МОХ топливом, что является неизбежным в режимах «реакторной денатурации» с повышенной пропускной способностью. С другой стороны, имеет место значительное увеличение выгорания и уменьшение расхода УОХ-ТВС по сравнению со «стандартным энергетическим режимом».

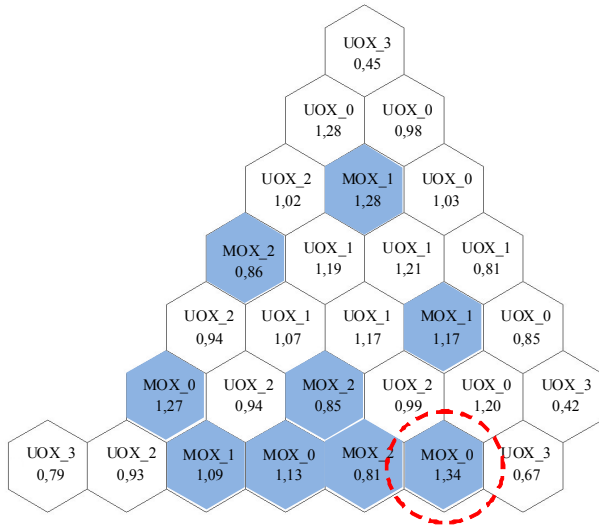
Температурный коэффициент по топливу во всех рассмотренных вариантах практически совпадает, что естественно, поскольку содержание урана-238, ответственного за Доплер-эффект, в урановых и МОХ-ТВС примерно одинаково. Наблюдаются незначительные различия в коэффициенте реактивности по плотности и температуре теплоносителя в начале цикла, не приводящие к изменению знака эффекта.

Эффективная доля запаздывающих нейтронов рассчитывалась на основании выбора компоновки активной зоны. Для этого выполнялся пространственный двумерный расчет с помощью программы Comsol Multiphysics. Для каждой зоны (шестигранник, соответствующий размерам ТВС) ставился в соответствие набор нейтронно-физических констант, рассчитанных по программе GETERA, для моделирования МОХ и УОХ топливных сборок с различным выгоранием.

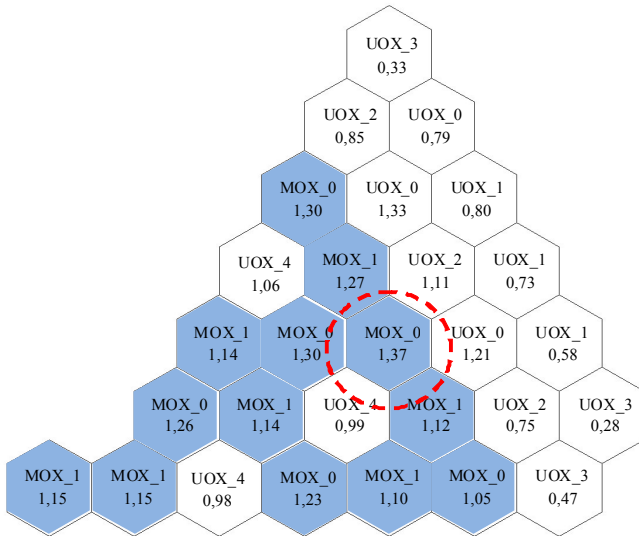
Из рис. 1 видно, что на периферии активной зоны располагается свежее урановое топливо, МОХ ТВС находятся в центральной части и снабжают нейтронами выгоревшее урановое топливо. Отличие вариантов «реакторной денатурации» заключается в том, что МОХ топливо концентрируется вокруг выгоревших урановых ТВС. Компенсация повышенного энерговыделения в МОХ ТВС может быть выполнена за счет использования твэлов с выгорающим поглотителем.

Следует отметить, что в варианте РД-2 относительное содержание плутония-240 в составе плутония в выгружаемых урановых и МОХ ТВС практически одинаково и достаточно близко к его содержанию в отработанном топливе ВВЭР. Это может быть важным с точки зрения последующего использования плутония в реакторах того или иного типа. При длительном хранении облученных ТВС относительная доля плутония-240 будет возрастать за счет радиоактивного распада плутония-241.

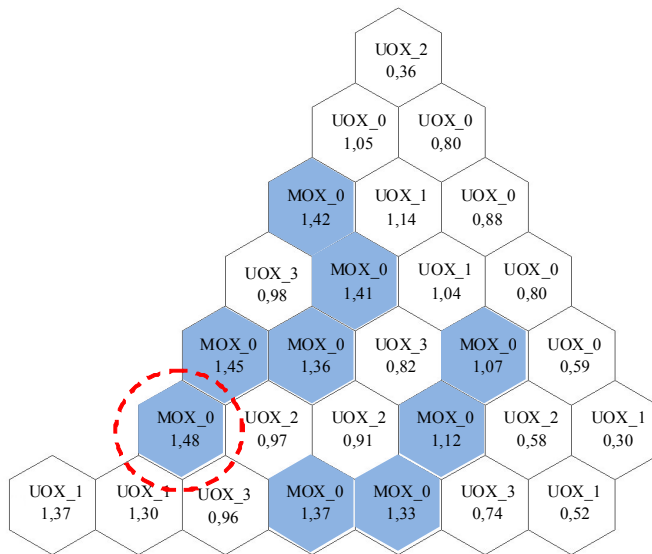
Поскольку содержание плутония в облученных МОХ ТВС значительно выше, чем в урановых ТВС, можно предполагать, что именно МОХ ТВС будут первыми кандидатами на радиохимическую переработку с целью извлечения плутония для использования в перспективных реакторах на быстрых и тепловых нейтронах, что приведет к меньшим потерям плутония-241.



a).



b).



в).

Рисунок 1. Картограмма равновесной загрузки АЗ ВВЭР-1000 для а) «стандартного энергетического режима» утилизации оружейного плутония (МОХ три цикла, UOX четыре цикла, $x(Pu) = 3,6\%$), цифрами обозначено относительная неравномерность энергосвечения на начало цикла выгорания;

б) режима «реакторной денатурации» оружейного плутония РД-1 (МОХ два цикла, UOX пять циклов, $x(Pu) = 3,25\%$);

в) режима «реакторной денатурации» оружейного плутония РД-2 (МОХ один цикл, UOX четыре цикла, $x(Pu) = 3,6\%$).

Важный вопрос заключается в том, насколько соотносится снижение выгорания МОХ топлива в режимах «реакторной денатурации» с миссией существенного снижения потенциала распространения оружейного плутония, поскольку снижение выгорания ведет к уменьшению радиационного барьера, который препятствует обращению с ОЯТ. Было использовано понятие «стандарт отработанного топлива», который подразумевает соответствие привлекательности распространения оружейного плутония после его использования в реакторе по отношению к плутонию в составе ОЯТ коммерческих ядерных реакторов.

Судя по литературным данным, понятие «стандарт отработанного топлива» (Spent Fuel Standard – SFS) не устанавливает жестких количественных характеристик ни на количество продуктов деления в облученном топливе, ни на изотопный состав плутония. Можно считать, что существует диапазон характеристик облученного топлива, извлекаемого из реакторов различных типов, обеспечивающий достаточно надежную защиту содержащегося в нем плутония от злоумышленного использования.

В данном исследовании учитывалось два критерия: показатель качества непосредственно самого ядерного материала (figure of merit - FOM) и радиационный барьер, ограничивающий возможность обращения с Pu.

Показатель качества для разных материалов может варьироваться в следующих пределах:

- a) > 2 – “чистый продукт”, очень привлекателен (ОП; ^{237}Np ; Магнокх);
- b) $1 \div 2$ – “высокое качество”, привлекателен (плутоний из ОЯТ всех типов коммерческих реакторов, включая CANDU и БР);
- c) $0 \div 1$ – “низкое качество”, мало привлекателен (плутоний с содержанием $80\% \text{ } ^{238}\text{Pu}$);
- d) < 0 – “все остальное”.

Таким образом, при любом выгорании непосредственно сам ядерный материал (плутоний) будет относиться к разряду «привлекательный». Соответствия режимов «реакторной денатурации» плутония «стандарту отработанного топлива» обосновывалось следующим образом: оружейный плутоний может быть переведен из разряда «чистого продукта» в разряд «мало привлекательный» ($FOM < 1$) путем изменения его изотопного состава (с учетом, что содержание изотопа ^{240}Pu будет не менее 20%) и формирования радиационного барьера. Формула для проведения данной оценки:

$$FOM(t) = 1 - \log_{10} \left(\frac{M}{800} + \frac{M \cdot h}{4500} + P_{\text{хлопка}} + \frac{M}{50} \cdot \left[\frac{(RB(t) \cdot 0,2)}{5} \right]^{\frac{1}{\log_{10} 2}} \right), \quad (1)$$

где M (кг) – критическая масса голой сферы (относительно 20% урана); h (Вт/кг) – тепловыделение с кг материала (относительно плутония с содержанием 80% по ^{238}Pu); $P_{\text{хлопка}}$ – вероятность преддетонации критической массы с энергетическим выходом менее 1% (т.н. хлопок), зависит от содержания ^{240}Pu ; $RB(t)$ (Зв/час.) – радиационный барьер относительно мощности дозы, которая считается критической для человека.

В качестве фактора защищенности плутония (радиационный барьер) используется следующий подход:

1. Вычисляется мощность дозы от 1 твэла после 1 года выдержки на расстоянии 1 м от центра твэла ($RB1$);
2. Вычисляется количество твэлов, в которых содержится столько наработанного или невыгоревшего плутония, чтобы сформировать критическую массу в виде металлической «голой» сферы ($N_{\text{ТВЭЛ_ВСМ}}$).

Тогда радиационный барьер может быть рассчитан по формуле:

$$RB(t) = RB1 \times N_{\text{ТВЭЛ_ВСМ}}. \quad (2)$$

Таким образом, если значение, получаемое по формуле (1), будет меньше 1, то такой ядерный материал с таким радиационным барьером можно считать «мало привлекательным», то есть соответствующим «стандарту отработанного топлива». Результаты расчетов приведены в табл. 2.

Таблица 2. Параметры защищенности плутония в составе ОЯТ

Вариант расчета	урановый цикл	Сборки с МОХ топливом		
		СЭР	РД-1	РД-2
Тип ТВС	UO ₂	МОХ	МОХ	МОХ
Содержание ²³⁵ U/ ОП, %	4,0/ 0	0,3/ 3,6	0,3/3,25	0,3/ 3,6
Кампания топлива, циклов	4	3	2	1
Выгорание топлива, МВт·сут/кг	47,3	38,7	25,7	17,1
Содержание Pu в ОЯТ, кг/т	12,46	24,02	27,07	29,45
Содержание изотопа ²³⁹ Pu в ОЯТ	54,60%	45,82%	59,79%	67,78%
Крит. масса голой сферы (BCM [*]), кг	13,6	14,9	13,1	12,6
Тепловыделение, Вт/BCM	227,2	165,0	106,5	84,1
Эмиссия нейтронов спонтанного деления в BCM, нейтр./с	1,7·10 ⁷	1,9·10 ⁷	1,2·10 ⁷	8,9·10 ⁷
Вероятность «хлопка» при детонации	0,36	0,39	0,26	0,21
Показатель качества выделенного плутония (FOM)	1,4	1,4	1,5	1,6
Мощность дозы от 1 твэла (RB1), 10 ⁻² Зв/час	87	114	101	84
Количество Pu в 1 твэле, кг	0,018	0,034	0,038	0,042
Количество твэлов, содержащих BCM	768	437	341	302
Радиационный барьер (RB), Зв/час/BCM	671	500	343	254
Время выдержки ОЯТ, при котором выполняется соответствие SFS, лет	30	23	13	9

* Bare critical mass (BCM) – голый шар из плутония, содержащий критическую массу.

Следует отметить, радиационный барьер (радиоактивность ОЯТ) является функцией времени, таким образом, ядерный материал в составе ОЯТ будет соответствовать понятию стандарт отработанного топлива только на определенном промежутке времени после выгрузки из активной зоны. Таким образом, реакторный плутоний из ВВЭР будет непривлекательным для распространения в течение 30 лет после выгрузки, плутоний в ОЯТ в варианте СЭР будет защищен в течение 25 лет, плутоний в ОЯТ после «реакторной денатурации» из-за уменьшенного выгорания и повышенного содержания изотопов плутония будет защищен в течение 13 - 9 лет (см. табл. 2). По истечении срока соответствия SFS плутоний в ОЯТ либо должен быть отправлен на переработку, либо меры хранения и физической защиты должны быть усилены должным образом.

В третьей главе на примере простой модельной задачи (одномерный реактор с переменной долей запаздывающих нейтронов) показаны особенности нестационарных процессов и определены условия, при которых эта переменная доля запаздывающих нейтронов может проявить себя как существенный фактор, важный для безопасности реакторов.

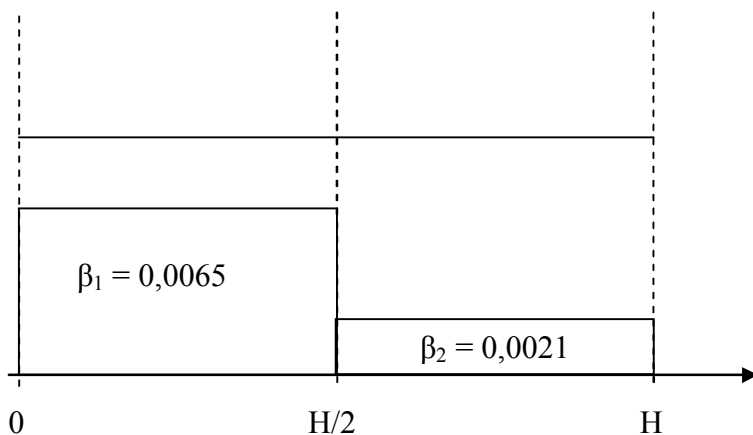


Рисунок 2. Геометрическая модель двухзонной ячейки с равномерным полем нейтронов при условиях отражения на внешних границах системы

Геометрическая модель (рис. 2) построена таким образом, чтобы максимально исключить побочные факторы, которые способны повлиять на развитие нестационарных процессов и нивелировать основной эффект, связанный с пространственной зависимостью в доле запаздывающих нейтронов: утечка нейтронов, обратные связи и т.д. Таким образом, рассматривается одномерная ячейка, состоящая из двух равных зон с условиями отражения на внешних границах. Размер ячейки (H), выраженный в длинах миграции (M), варьируется в широких пределах – от нулевого, соответствующего гомогенной среде с усредненными свойствами, до достаточно большого, соразмерного активной зоне существующих реакторов ($H/M=45$). Пространственная зависимость β моделируется в виде кусочно-постоянной функции с экстремально отличными значениями в соседних зонах, соответствующими ^{235}U ($\beta_1 = 0,0065$) в левой половине ячейки и ^{239}Pu ($\beta_2 = 0,0021$) в правой половине как показано на рис. 2.

В исходном стационарном состоянии ячейка представляет собой размножающую среду с коэффициентом размножения $K_\infty = 1$. Таким образом, можно записать уравнения, описывающие в односкоростном диффузионном приближении поведение одномерного реактора с 6-ю группами запаздывающих нейтронов в приближении модели мгновенного скачка:

$$\left\{ \begin{array}{l} 0 = M^2 \cdot \frac{\partial^2 \Phi(x, t)}{\partial x^2} + \frac{v_f \Sigma_f}{\Sigma_a} \cdot \Phi(x, t) \cdot (1 - \beta(x)) - (1 - \Delta(x)) \cdot \Phi(x, t) + \frac{1}{\Sigma_a} \cdot \sum_{i=1}^6 \lambda_i \cdot C_i(x, t), \\ \frac{\partial C_i(x, t)}{\partial t} = v_f \Sigma_f \cdot \beta_i(x) \cdot \Phi(x, t) - \lambda_i \cdot C_i(x, t), \\ \Phi(x, 0) = f_0(x); \quad C_i(x, 0) = \frac{v_f \Sigma_f \cdot \beta_i(x)}{\lambda} \cdot f_0(x); \quad \beta(x) = \sum_{i=1}^6 \beta_i(x), \\ \Delta(x) = \frac{\delta \Sigma_a(x)}{\Sigma_a}, \quad 0 < x < H; \quad t > 0, \\ \Phi(x, t) = v \cdot n(x, t). \end{array} \right. \quad (3)$$

Функция $\Delta(x) = \delta \Sigma_a(x) / \Sigma_a$ может быть знакопеременной. В данной постановке задачи (рис. 2) равномерное возмущение сечения поглощения ($\Delta = \delta \Sigma_a / \Sigma$) имеет смысл введенной реактивности:

$$\rho = 1 - \frac{1}{K_{эфф}} = 1 - \frac{\Sigma_a \cdot (1 - \Delta)}{v_f \Sigma_f} = 1 - \frac{(1 - \Delta)}{K_\infty} = |K_\infty - 1| = 1 - (1 - \Delta) = \Delta.$$

Вносимые возмущения нормируются на среднюю долю запаздывающих нейтронов $\beta_{сред} = 0,0043$.

Можно преобразовать уравнение (3) к классической задаче Штурма-Лиувилля на определение собственных функций и чисел системы

$$M^2 \cdot \frac{\partial^2 X_n(x)}{\partial x^2} + (K_\infty - 1 + \Delta(x) - K_\infty \cdot \beta(x)) \cdot X_n(x) + X_n(x) \cdot K_\infty \cdot \beta(x) \cdot \xi_n = 0 \quad (5)$$

$$\xi_n = \sum_{i=1}^6 \frac{\lambda_i}{T_n + \lambda_i} \cdot \left(\frac{\beta_i}{\beta} \right). \quad (6)$$

Отношение для соответствующей группы β_i / β запаздывающих нейтронов слабо зависит от делящегося изотопа (^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{233}U) и это отношение можно считать константой для каждой группы. Таким образом, плотность нейтронов ищется в виде ряда:

$$n(x, t) = \sum_{n=1}^{\infty} F_n \cdot X_n(x) \cdot \sum_{i=1}^6 a_i \cdot \exp\left(\frac{t}{T_n^{(i)}}\right), \quad (7)$$

где коэффициенты перед экспонентами определяются как:

$$a_i = \frac{\sum_{i=1}^6 \left(\frac{\beta_i}{\beta} \right)}{\left(\frac{1}{T_n^{(i)}} + \lambda_i \right)}; \quad (8)$$

$$\sum_{i=1}^6 \left(\frac{\beta_i \cdot \lambda_i}{\beta} \right)^2 \left(\frac{1}{T_n^{(i)}} + \lambda_i \right)^2$$

$$F_n = \frac{K_\infty \cdot \int \beta(x) \cdot X_n(x) \cdot n^{(ex)}(x) dx}{\|X_n(x)\|^2}. \quad (9)$$

В уравнении (9) функция $n^{(ex)}(x)$ описывает поле нейтронов сразу после скачка на мгновенных нейтронах. Первая пространственная гармоника описывает асимптотическое распределение поля нейтронов и концентрации ядер-эмиттеров запаздывающих нейтронов, а соответствующее первое собственное число определяет асимптотический период, и может быть соотнесено с асимптотической реактивностью реактора. Остальные высшие гармонические составляющие формируют пространственно-временной переходный процесс. Они затухают, когда реактор остается критическим после возмущения, либо первая гармоника превалирует над гармониками более высокого порядка, когда реактор не стационарен. Данный подход существенно облегчил вычисления асимптотического состояния системы.

Влияние пространственной неравномерности в доле запаздывающих нейтронов будет в первую очередь проявляться на асимптотическом периоде реактора и на пространственном распределении плотности нейтронов в асимптотике. Точность расчета эффективной доли запаздывающих нейтронов на современной константной базе составляет примерно 3 – 5%. Таким образом, пространственные эффекты, приводящие к изменению эффективной доли запаздывающих нейтронов меньше этого уровня, можно считать незначительными. Неопределенность в $\beta_{эфф}$ будет соответствовать изменениям в периоде реактора на уровне тех же 3 – 5%.

В данной работе было принято, что пространственные эффекты, которые приводят к изменению периода реактора менее 5% относительно решений точечной кинетики, являются незначительными. Это выражается формулой:

$$\begin{cases} \text{если } \frac{T_0 - T_{ac}}{T_{ac}} < 5\%, \text{ то эффект незначителен,} \\ \text{если } \frac{T_0 - T_{ac}}{T_{ac}} \geq 5\%, \text{ то эффект нужно учитывать,} \end{cases} \quad (10)$$

где T_0 – период реактора при осредненной доле запаздывающих нейтронов, T_{ac} – период реактора при реальной, пространственно-зависимой доле запаздывающих нейтронов

Можно построить границу значимости эффекта (10), как показано на рис. 3.

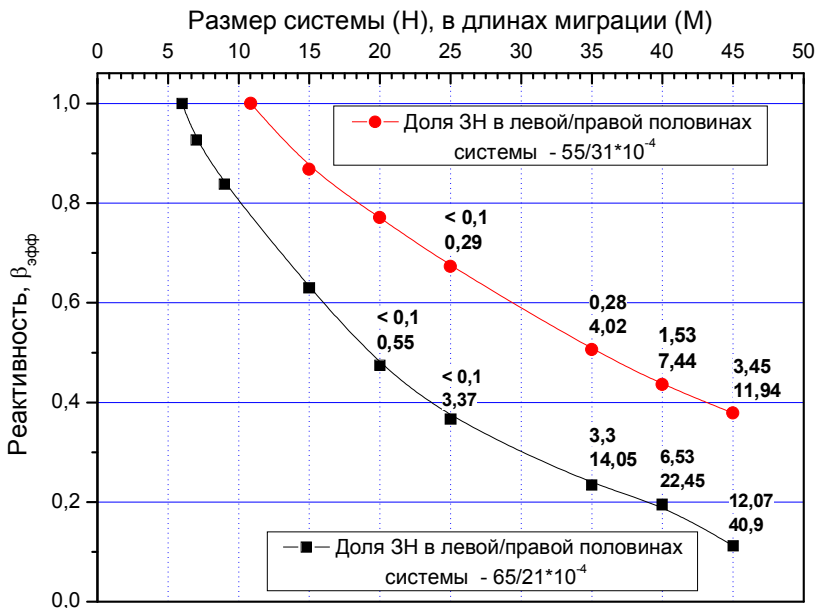


Рисунок 3. Зависимость возмущения от размера системы, при котором относительная разница асимптотических периодов (10) равна 5% для соотношения долей запаздывающих нейтронов в системе $65/21 \cdot 10^{-4}$ и $55/31 \cdot 10^{-4}$. Цифрами обозначено время затухания высших гармоник (в секундах) при данном возмущении с точностью 5% (верхняя цифра) и 1% (нижняя цифра).

Область возмущений ниже кривой – возмущения при данном размере системы не могут инициировать значимый пространственный процесс, это область малых возмущений, следовательно, область применения «точечной» кинетики. Когда рассматриваются возмущения, лежащие выше кривой, то может быть два варианта:

1. система является связанной (небольшой размер системы, $H < 20 \sim 25 \times M$), тогда пространственный эффект заключается в мгновенном скачке нейтронов после ввода возмущения, а далее пространственные эффекты слабы.

2. система является слабосвязанной (большой размер системы, $H > 30 \sim 35 \times M$), тогда после скачка на мгновенных нейтронах появляется пространственный переходной процесс, до установления асимптотического режима происходит значимое изменение пространственного распределения поля нейтронов.

Если между областями с различной долей запаздывающих нейтронов поместить поглотитель нейтронов это затруднит обмен нейтронами между этими областями, таким образом, это уменьшит связность системы. Повышая неравномерность нейтронного поля, можно добиться подобия нестационарного процесса с системой, физический размер которой намного больше, но с равномерным распределением поля нейтронов. Таким образом, связность частей системы определяется физическим размером и распределением поглощающих и/или размножающих свойств системы.

По результатам исследования было определено, что связанная система это Н/М $<20\sim 25$ либо $\Delta\xi_{12} > 5$, слабосвязанная система Н/М $>30\sim 35$ либо $\Delta\xi_{12} < 2,5$.

В слабосвязанной системе при достаточном возмущении неравномерная доля запаздывающих нейтронов сама является фактором дополнительного возмущения. Для безопасности ядерного реактора важно не допускать подобных условий, так как при любом вводе возмущения будут происходить искажения нейтронного поля в переходном процессе, что может вызвать локальный перегрев топлива или подкипание теплоносителя.

В четвертой главе представлены результаты расчетов, которые показывают масштаб указанных в третьей главе эффектов в активной зоне реактора ВВЭР-1000 со смешанными загрузками. В Главе 2 в результате комплексных вариантных расчетов были выбраны наиболее перспективные режимы «реакторной денатурации» плутония оружейного качества. Как видно из рис. 1, б и в, в условиях «реакторной денатурации» в активной зоне выделяются области с отличными друг от друга нейтронно-физическими свойствами, особенно по сравнению со стандартным энергетическим режимом рис. 1, а. Для каждого варианта смешанных загрузок было проведено два расчета нестационарного состояния, один при реальной доле запаздывающих нейтронов, а другой при эффективной доле запаздывающих нейтронов для исследуемых вариантов размещения МОХ топлива.

Результаты расчетов стандартного энергетического режима и двух вариантов «реакторной денатурации» представлены на рис. 4.

Видно, что максимальная разница в асимптотических периодах достигается при вводе положительной реактивности в одну эффективную долю запаздывающих нейтронов. Для стандартного энергетического режима, загрузка которого достаточно однородная (нет больших областей концентрации МОХ топлива), максимальная относительная разница в асимптотических периодах меньше 1 %. Для вариантов «реакторной денатурации», когда МОХ ТВС работают 1 цикл (вариант РД-2) и 2 цикла (вариант РД-1), максимальная относительная разница в периодах составляет 3,7 % и 4,2 % соответственно. Несмотря на то, что в вариантах «реакторной денатурации» наблюдается образование заметных зон с существенной разницей в долях запаздывающих нейтронов, однако, во всех случаях разница в периодах (10) меньше 5%, то есть меньше заданной границы значимости.

Таким образом, реальная АЗ реактора ВВЭР-1000, несмотря на свои физические размеры, с точки зрения пространственной неравномерности доли запаздывающих нейтронов является сильно связанной системой. Определяет такую связность следующие факторы:

1. Размещение МОХ ТВС центрально-симметричное, это означает, что неравномерность в доле запаздывающих нейтронов не будет оказывать влияние на вторую пространственную гармоническую составляющую, только на третью и так далее на нечетные гармонические составляющие. То есть определяющим является центрально-симметричный перекося поля нейтронов, который вызвать гораздо труднее, чем перекося поля в половинках АЗ. Этот фактор является определяющим.

2. Присутствует утечка нейтронов из активной зоны. Ценность нейтронов в периферийной области меньше, чем в центральной – это так же снижает влияние неравномерности доли запаздывающих нейтронов

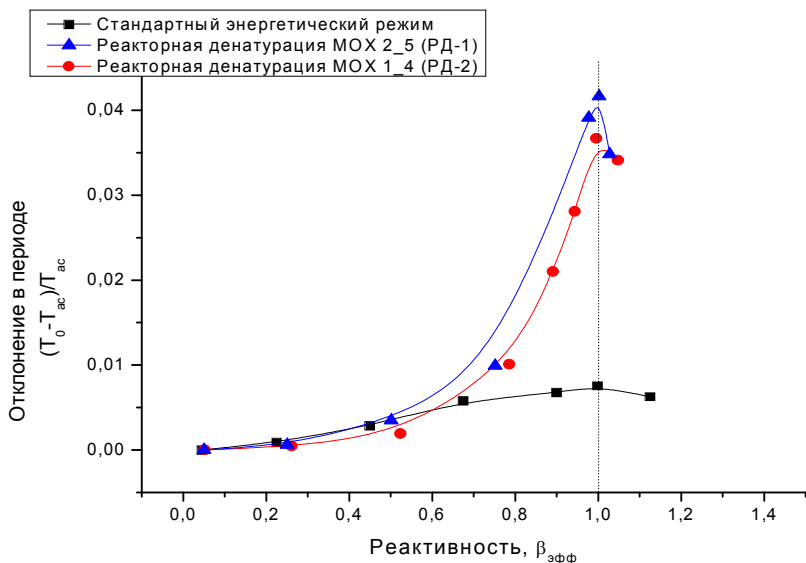


Рисунок 4. График зависимости отклонений в асимптотических периодах при реальной и эффективной доле запаздывающих нейтронов от введенной реактивности для смешанных загрузок реактора типа ВВЭР-1000.

Локальные возмущения поглощающих свойств АЗ (имеется в виду извлечение или ввод стержней регулирования) могут создавать пространственные искажения поля нейтронов, которые изменяют вклад запаздывающих нейтронов в нестационарный процесс. Показано, что даже в случае самой неблагоприятной ситуации, когда происходит локальное возмущение в центре зоны с малой долей запаздывающих нейтронов, переходной процесс в асимптотике корректно описывается с помощью усредненной, эффективной доли запаздывающих нейтронов. Это является верным вплоть до возмущений, приводящих к росту мощности реактора с асимптотическим периодом в 10 с. Таким образом, в реакторе типа ВВЭР-1000 пространственная неравномерность в доле запаздывающих нейтронов незначительно влияет на нестационарный процесс в области возмущений, при которых период разгона реактора более 10 с.

Основные выводы

1. Концепция «реакторной денатурации» оружейного плутония является одним из подходов по снижению количества оружейного плутония, который позволит в кратчайшие сроки и на существующей реакторной базе эффективно перевести исходный материал из оружейного класса в класс «энергетический плутоний» в составе ОЯТ.

2. Предложены и обоснованы два варианта для «реакторной денатурации» в активной зоне реактора типа ВВЭР-1000. 1 вариант: МОХ ($x=3,25\%$) 2 цикла, UOX ($x=4,0\%$) пять циклов, соотношение 4:5; 2 вариант: МОХ ($x=3,6\%$) 1 цикл, UOX ($x=4,0\%$) четыре цикла, соотношение 1:2. Это позволит увеличить пропускную способность реактора типа ВВЭР-1000 по утилизации оружейного плутония в 1,8 и 2,4 раза соответственно по сравнению с «энергетическим режимом».

3. Внедрение этих режимов не приводит к ухудшению условий ядерной безопасности, а также не приводит к увеличению неравномерности энерговыделения по сравнению с опубликованными вариантами размещения плутония в составе МОХ топлива. При этом реализуется повышение эффективности использования стандартного уранового топлива, работающего в энергетическом режиме (более глубокое выгорание, уменьшение расхода стандартного уранового топлива).

4. Предложена формула, позволяющая оценить привлекательность ядерного материала (в данном случае плутония) с точки зрения нераспространения в зависимости от его содержания, изотопного состава и радиационного барьера в ОЯТ после выгрузки из активной зоны. Данная формула может быть использована для сравнительных исследований результатов утилизации оружейного плутония в реакторах на тепловых или быстрых нейтронах.

5. Проведен анализ быстрого нестационарного процесса при наличии достаточно больших областей с различной долей запаздывающих нейтронов. Для решения данной задачи разработана модель, которая представляла собой одномерную ячейку с условиями отражения на границах ячейки, состоящая из двух областей с различной долей запаздывающих нейтронов. По результатам проведенного анализа можно утверждать, что в слабосвязанных системах в нестационарном процессе эффективная доля запаздывающих нейтронов не является детерминированной величиной, пространственная неравномерность в эмиттерах запаздывающих нейтронов оказывает заметное влияние на пространственный переходный процесс, который в свою очередь будет определять асимптотический период реактора. Определен характер данного процесса и рассчитано время развития пространственного переходного процесса при вводе положительной реактивности.

6. Применительно к анализу безопасности реактора типа ВВЭР-1000 со смешанной загрузкой полученные результаты анализа переходных процессов доказывают, что даже в случае самой неблагоприятной ситуации, когда происходит локальное возмущение в центре зоны с малой долей запаздывающих нейтронов, переходный процесс в асимптотике корректно описывается с помощью усредненной, эффективной доли запаздывающих нейтронов.

Основные публикации по теме диссертации

1. Волков Ю.Н. Анализ ядерной безопасности при ускоренной денатурации оружейного плутония в реакторе ВВЭР-1000 на основе МОКС топлива // Сборник трудов конференции молодых специалистов ФГУП ОКБ «Гидропресс». Подольск: ФГУП ОКБ «Гидропресс», 2005, с. 203 – 210.

2. Наумов В.И., Волков Ю.Н. Некоторые особенности физики реакторов ВВЭР при работе в режиме ускоренной денатурации оружейного плутония // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2006, №2, с 49 – 55.

3. Наумов В.И., Волков Ю.Н. Некоторые вопросы динамики реактора при пространственно-распределенной доле запаздывающих нейтронов // Научная сессия МИФИ-2009. Сборник научных трудов, т. 2. - М.: МИФИ, 2009, с. 13 – 16.

4. Наумов В.И., Волков Ю.Н. Особенности пространственной кинетики ядерных реакторов при пространственной зависимости доли запаздывающих нейтронов // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2009, № 4, с. 61 – 70.

5. Наумов В.И., Волков Ю.Н. Влияние пространственно-распределенной доли запаздывающих нейтронов на нестационарные процессы в реакторах // Атомная энергия, 2010, т. 108, вып.1, с. 3 – 8.

6. Волков Ю. Н., Наумов В. И. Физические особенности и возможности денатурации плутония оружейного качества в реакторах типа ВВЭР // Ядерная физика и инжиниринг, 2013, т. 4, № 4, с. 1 – 7.

7. Наумов В.И., Савандер В.И., Белоусов В.И., Увакин М.А., Волков Ю.Н. Нейтронно-физическое обоснование безопасности ускоренной денатурации оружейного плутония в реакторах канального типа. // Международная научно-техническая конференция «Канальные реакторы: проблемы и решения». Сборник тезисов докладов, М.: ФГУП НИКИЭТ, 2004, с. 81.

8. Наумов В.И., Волков Ю.Н. Анализ ядерной безопасности отработанного МОХ топлива при ускоренной денатурации оружейного плутония. // Научная сессия МИФИ-2004. Сборник научных трудов, т. 8. – М.: МИФИ, 2004, с. 115 – 116.

9. Наумов В.И., Волков Ю.Н. Сравнительный анализ вариантов повышения пропускной способности для утилизации оружейного плутония в реакторах ВВЭР-1000 // Молодежная международная научная конференция «Полярное сияние - 2004». Сборник тезисов докладов. – М.: МИФИ, 2004. с. 135 – 136.

10. Наумов В.И., Волков Ю.Н. Сравнительный анализ вариантов повышения пропускной способности для утилизации оружейного плутония в реакторах ВВЭР-1000 // Топливные циклы АЭС: экономичность безопасность, нераспространение. Материалы XIII семинара по проблемам физики реакторов. – М.: МИФИ, 2004. с. 241 – 243.

11. Наумов В.И., Волков Ю.Н. Физическое обоснование режимов ускоренной денатурации оружейного плутония в реакторе ВВЭР-1000 на основе МОКС топлива // Научная сессия МИФИ-2005. Сборник научных трудов, т. 8. – М.: МИФИ, 2005, с. 207 – 208.

12. Наумов В.И., Волков Ю.Н. Влияние сильных локальных возмущений реактивности на переходные процессы в водо-водяных реакторах с неоднородными нагрузками // Научная сессия МИФИ-2006. Сборник научных трудов, т. 8. – М.: МИФИ, 2006, с. 60 – 61.

13. Наумов В.И., Волков Ю.Н. Влияние режима ускоренной денатурации оружейного плутония на физику реакторов типа ВВЭР // Материалы XIV семинара по проблемам физики реакторов, Москва, 4–8 сентября 2006 г. М.: МИФИ, 2006, с 154 – 158.

14. Наумов В.И., Волков Ю.Н. Качественный анализ переходных процессов при пространственно-распределенном возмущении размножающих свойств активной зоны // Научная сессия МИФИ-2007. Сборник научных трудов, т. 8. – М.: МИФИ, 2007, с. 109 – 110.

15. Наумов В.И., Волков Ю.Н. Анализ переходных процессов в реакторе при сложных нагрузках активной зоны // Научная сессия МИФИ-2008. Сборник научных трудов, т. 1. – М.: МИФИ, 2008, с. 87 – 88.

16. Наумов В.И., Волков Ю.Н. Анализ кинетики реактора при пространственно распределенных свойствах активной зоны // Материалы XV семинара по проблемам физики реакторов, Москва, 2–6 сентября 2008 г. М.: МИФИ, 2008, с. 162 – 164.

17. Белоусов Н.И., Савандер В.И., Волков Ю.Н. Нейтронно-физические аспекты использования безуранового топлива на основе плутония в легководных реакторах // Материалы XV семинара по проблемам физики реакторов, Москва, 2–6 сентября 2008 г. М.: МИФИ, 2008, с. 120 – 122.

18. Волков Ю.Н. – Особенности кинетики реактора при наличии нескольких областей с различной долей запаздывающих нейтронов // Материалы XVI семинара по проблемам физики реакторов. Москва, 3–7 сентября 2010 г. М.: НИЯУ МИФИ, 2010, с. 162 – 164.