

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

На правах рукописи

Бландинский Виктор Юрьевич

**ВЛИЯНИЕ ТОПЛИВА БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ НА ЭФФЕКТИВНОСТЬ
ИСПОЛЬЗОВАНИЯ УРАНА-238 В РАЗВИВАЮЩЕЙСЯ СИСТЕМЕ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

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

Автореферат
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Москва, 2013

Работа выполнена в Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт»

Научный руководитель:

кандидат технических наук
Субботин Станислав Анатольевич
НИЦ «Курчатовский институт»

Официальные оппоненты:

Ведущая организация:

Защита диссертации состоится «__» _____ 2013 г. в __ ч. __ мин. на заседании диссертационного совета Д 520.009.06 в Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт» по адресу: 123182, г. Москва, г. Москва, пл. Курчатова, д.1.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке НИЦ «Курчатовский институт»

Автореферат разослан «__» _____ 2013 г.

Ученый секретарь диссертационного совета,
доктор технических наук, профессор

В.Г. Мадеев

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы.

Развитие атомной энергетики в России и за рубежом становится все более актуальным, о чем свидетельствуют активные работы в рамках международных проектов, последние отечественные ФЦП и рост числа стран, стремящихся диверсифицировать свои энергоисточники за счет АЭС. Новые перспективные проекты должны быть частью системы и рассматриваться в совокупности со всеми другими ее элементами. Перед развивающейся системой атомной энергетики стоит задача расширения своей ресурсной базы за счет вовлечения в процесс получения энергии изотопа ^{238}U (и в дальнейшей перспективе ^{232}Th). В МАГАТЭ активно исследуются различные варианты структуры атомной энергетики, отвечающей принципам устойчивого развития. В условиях умеренного и интенсивного роста мощностей одним из необходимых элементов такой системы атомной энергетики становится эффективный бридер с пониженной начальной загрузкой плутония, сравнительно высоким КВ и коротким топливным циклом. Исследование характеристик такого реактора в системе атомной энергетики и взаимодействия с другими ее элементами посредством обмена нуклидами определяет актуальность данной работы.

Цели и задачи работы.

1) Проведение расчетных исследований в обоснование компоновки активной зоны, типа используемого топлива и длительности кампании реактора Супер-БР, обеспечивающих выполнение требований по величине стартовой загрузки и избыточной наработки плутония со стороны развивающейся системы атомной энергетики.

2) Сравнительный анализ использования различных типов плутония из ОЯТ отечественных тепловых реакторов и оружейного плутония в реакторах на быстрых и тепловых нейтронах (реакторах Супер-БР и ВВЭР-1000) с точки зрения вопросов наработки вторичного топлива (топливоиспользования) и минимизации запаса реактивности на выгорание.

3) Исследование влияния изотопного состава начальных загрузок топлива (неопределенностей начальных концентраций тяжелых ядер в топливе) на процесс выгорания и воспроизводства нуклидов в реакторе.

Результаты работы, выносимые на защиту.

1. Выбор и обоснование типа топлива (металлическое, нитридное или оксидное), используемого в реакторе на быстрых нейтронах с учетом системных требований по начальной загрузке тяжелых ядер и избыточной наработке вторичного топлива.

2. Расчетное обоснование изотопного состава плутония, выделяемого из ОЯТ или высвобождаемого из запасов оружейного плутония, который обеспечивает требуемые системные характеристики быстрого реактора и эффективную подпитку теплового реактора в системе атомной энергетики.

3. Результаты анализа влияния разного рода неопределенностей на изотопную кинетику топлива в быстром реакторе.

Научная новизна работы.

- в выборе компоновки активной зоны и экранов реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем Супер-БР, отвечающего требованиям ИНПРО к инновационной системе атомной энергетики;

- в исследовании возможностей эффективного (с точки зрения развития системы АЭ) использования доступного в настоящее время плутония в быстрых и тепловых реакторах;
- в сравнении степени влияния различных неопределенностей на некоторые нейтронно-физические функционалы.

Достоверность.

Большая часть представленных результатов получена с помощью комплекса программ ISTAR. Достоверность результатов, полученных с помощью этой программной системы, подтверждается их удовлетворительным согласием с расчетами тестовых задач по другим кодам, моделирующим процесс выгорания топлива, и с экспериментальными данными по тяжелым ядрам доступных на сегодняшний день бенчмарков по выгоранию.

Практическая значимость работы.

- Результаты работы можно рассматривать как обоснование возможности создания быстрого реактора, способного эффективно функционировать в системе атомной энергетики.

- Полученные характеристики реактора были использованы при моделировании различных сценариев развития АЭ в рамках работы по теме «Обеспечение участия Госкорпорации «Росатом» в работе Международного форума «Поколение-IV».

- В работе показано, что неопределенности, вызванные возмущением состава топлива в начале кампании реактора, превосходят неопределенности, возникающие при использовании разных файлов оцененных ядерных данных, и неопределенности, связанные с расчетами по различным кодам. Поэтому эти неопределенности необходимо учитывать при моделировании структуры развивающейся системы АЭ, т.к. равновесного состояния система достигнет не скоро, а до этого времени реакторам придется работать с переменным составом топлива.

Апробация работы.

Материалы, представленные в диссертации, были доложены на следующих конференциях и школах:

- межведомственный ежегодный семинар по нейтронно-физическим проблемам атомной энергетики «Нейтроника-2011» (24 – 27 октября 2011 г., г. Обнинск);

- 9-ая Курчатовская молодежная научная школа (22 – 25 ноября 2011 г., г. Москва);

- 17-ая школа-семинар по проблемам физики реакторов «Волга-2012» (3 – 7 сентября 2012 г., база отдыха МИФИ «Волга», Тверская обл.);

- 10-ая Курчатовская молодежная научная школа (23 – 26 октября 2012 г., г. Москва);

- межведомственный ежегодный семинар по нейтронно-физическим проблемам атомной энергетики «Нейтроника-2012» (30 октября – 02 ноября 2012 г., г. Обнинск);

- научный семинар «Математическое моделирование технологий ядерного топливного цикла. Модели и коды» (17 – 21 декабря 2012 г., г. Снежинск).

Личный вклад автора.

- Автором выполнена серия расчетных исследований по выбору и обоснованию компоновки активной зоны реактора Супер-БР, отвечающей системным требованиям по наработке вторичного топлива и стартовой загрузке плутония.
- Автором смоделирован процесс выгорания нескольких типов топлива, содержащих плутоний разного изотопного состава, проанализированы результаты этих расчетов и сделаны выводы относительно возможности их использования в реакторе Супер-БР.
- Автором рассмотрены особенности подпитки тепловых реакторов энергетическим плутонием из реактора Супер-БР с точки зрения минимизации потребления плутония и природного урана.
- Автором выполнена оценка и сравнение величин различного рода неопределенностей, возникающих при моделировании поведения реактора в системе атомной энергетики.
- Автором разработан модуль для программной системы ISTAR, позволяющий выполнять расчеты выгорания в реакторе при возмущении начального изотопного состава с учетом перераспределения энерговыделения, но с использованием скоростей реакций из невозмущенного варианта.

Публикации.

Список основных публикаций приведен в конце автореферата.

Структура и объем диссертации.

Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения, списка литературы из 67 наименований и трех приложений, содержит 164 страницы, 35 таблиц и 35 рисунков.

СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обозначаются основные ограничивающие факторы развития углеводородной энергетики, такие как постепенное истощение богатых месторождений и затруднение добычи высококачественных и наиболее экологичных ресурсов. Также указывается на атомную энергетику как единственную технологию способную стать технологической основой масштабного вовлечения труднодоступных и низкокачественных ресурсов в процесс производства энергии.

В первой главе обсуждаются некоторые предпосылки формирования потребности в энергии и рассмотрены проблемы и возможности различных энергетических технологий с учетом ограничивающих факторов, таких как капитальные и удельные затраты, обеспеченность ресурсами и возможное введение налогов на выбросы парниковых газов.

Высокие темпы роста энергопотребления, рост цен на топливо, вероятное введение налога на выбросы парниковых газов приведет к сближению стоимости капитальных и удельных затрат станций на органическом топливе и АЭС, что повысит конкурентоспособность последних.

Сегодня мировая АЭ существует в условиях открытого ЯТЦ, и по некоторым оценкам в такой ситуации АЭ может столкнуться с проблемами ресурсообеспеченности еще до 2050 г.

Эта проблема может быть решена путем расширения ресурсной базы АЭ за счет вовлечения изотопа ^{238}U в цикл получения энергии с помощью реакторов на

быстрых нейтронах. На основе сценарных анализов к таким реакторам были сформулированы требования, которые вполне могут быть удовлетворены. Однако, моделирование свойств отдельно взятых установок не могут дать исчерпывающей информации об их взаимодействии друг с другом и взаимном влиянии.

За всю историю развития реакторов на быстрых нейтронах рассматривалась возможность использования различных типов топлива (металл, оксид, карбид и нитрид). Исследования показали, что проблемы, связанные с использованием металлического топлива могут быть решены. Поэтому после 1980 г. интерес к металлическому топливу возобновился, т.к. такое топливо лучше всего подходит для расширенного воспроизводства ввиду того, что обладает высокой плотностью тяжелых ядер и хорошей теплопроводностью и количество ядер разбавителя в этом случае наименьшее. В качестве теплоносителя был выбран натрий, т.к. он хорошо совместим с материалами топлива и оболочки, обладает отличными теплофизическими свойствами и является одним из самых распространенных типов теплоносителя быстрых реакторов.

Эффективное использование природного урана потребует не только изучения и проработки характеристик быстрых реакторов, но и исследования взаимодействия таких реакторов с другими элементами системы АЭ посредством обмена нуклидами между ними. Использование многокомпонентной структуры АЭ, содержащей реакторы на тепловых и быстрых нейтронах позволит снизить равновесные количества актинидов в системе и уменьшить риск, обусловленный наличием долгоживущих радионуклидов. Такой подход позволит создать систему АЭ, отвечающую требованиям устойчивого развития, способную справиться с внутренними проблемами, присущими ядерной технологии, и длительное время играть заметную роль в обеспечении человечества энергией.

Вторая глава посвящена выбору типа топлива и компоновки рассматриваемого реактора Супер-БР, а также в ней было уделено внимание верификации ПС ISTAR. Выполнен краткий обзор, посвященный современным проблемам и возможностям использования металлического топлива в реакторах на быстрых нейтронах. Из рассмотренной в обзоре литературы можно сделать вывод о принципиальной разрешимости проблем, связанных с достижением глубокого выгорания в металлическом топливе. Поэтому был выполнен ряд сравнительных расчетов выгорания с использованием оксидного топлива и перспективных нитридного и металлического топлива с высокой плотностью тяжелых ядер.

Большая часть расчетов выгорания в настоящей работе выполнена с помощью программной системы ISTAR, использующей для расчета скоростей реакций программу метода Монте-Карло MCNP5. В обоснование применимости данного кода к решению подобных задач было выполнено два расчета выгорания топлива в ячейке теплового реактора ВВЭР-1000 и полученные результаты были сравнены с экспериментальными данными по двум образцам. Первый образец K1R312S33 был взят из ТВС, которая облучалась в реакторе на протяжении 250 эффективных суток до достижения глубины выгорания 13,66 МВт·сут/кг. Данный образец был выбран для расчета выгорания в виду простоты моделирования выгорания топлива без перегрузок. Второй образец B2R42S6 был вырезан из ТВС, которая облучалась в течение трех микрокампаний длительностью 283, 322 и 359 эффективных суток соответственно. Длительность выдержки топлива между 1-й и 2-й микрокампаниями составила 189 сут, а между 2-й и 3-й – 76 сут.

В результате расчета выгорания были определены содержания различных нуклидов в облученном топливе. Отношение расчетных и экспериментальных содержаний нуклидов в образцах на конец облучения приведено на рисунке 1.

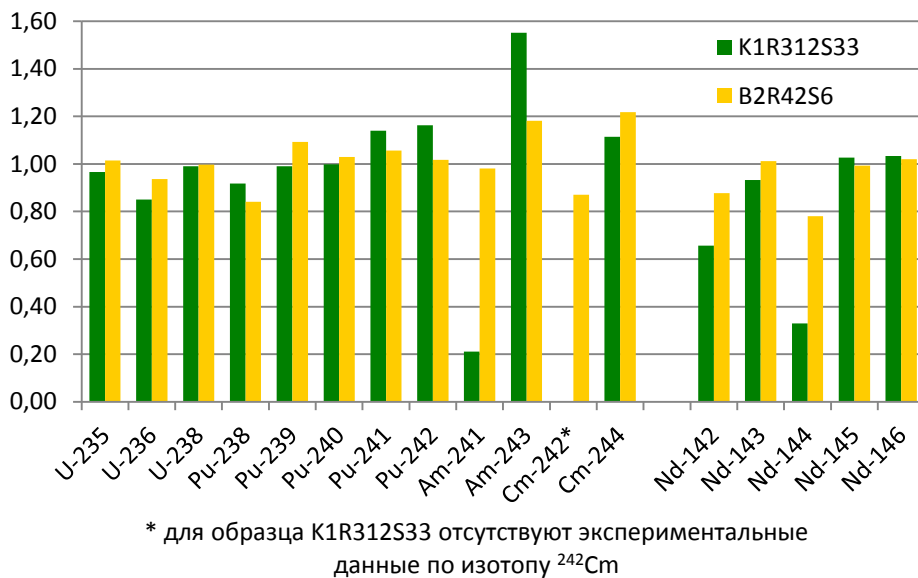


Рисунок 1 – Отношение расчетных и экспериментальных содержаний нуклидов в образцах на конец облучения

Расхождение расчетных и экспериментальных данных по содержанию ²³⁵U составляет 3% для образца K1R312S33 и 2% для образца B2R42S6. Расхождение расчетных и экспериментальных данных по содержанию ²³⁹Pu для образцов K1R312S33 и B2R42S6 составляет 1% и 9% соответственно. При выборе соответствующей глубины выгорания топлива при расчете по ПС ISTAR можно добиться удовлетворительного совпадения расчетных величин и измеренных экспериментально. В работе, из которой были взяты экспериментальные данные, была выполнена аналогичная процедура по сравнению расчетных величин, полученных с помощью кода HELIOS, с экспериментальными. Точность моделирования накопления трансурановых элементов и продуктов деления по ПС ISTAR не хуже, чем полученная по коду HELIOS. Это говорит о том, что ПС ISTAR (как и многие другие существующие коды) вполне пригодна для моделирования процессов изотопной кинетики.

На основе ряда предварительных нейтронно-физических и тепло-гидравлических расчетов были выбраны основные характеристики активной зоны и конструкции ТВС, которые приведены в таблицах 1 и 2. Активная зона состоит из трех зон профилирования энерговыделения, которые условно называются зонами малого, среднего и высокого содержания плутония. В ТВС зоны малого и среднего содержания плутония предусмотрены каналы для стержней СУЗ. Для улучшения баланса нейтронов в реакторе уменьшена доля стали в чехлах ТВС за счет низкого гидравлического сопротивления активной зоны без изменения энергонапряженности топлива. При заданных толщине чехла и размере ТВС «под ключ» приемлемый перепад давления был достигнут при относительном шаге решетки твэлов 1,34. Поэтому доля натрия в активной зоне высока. В среднем по активной зоне относительная доля топлива равна 0,317, доля конструкционных материалов – 0,178, а доля теплоносителя – 0,504.

Таблица 1 – Характеристики ТВС

Параметр	Зона содержания плутония			Боковой экран
	малого	среднего	большого	
Число ТВС	85	96	114	138
Размер шестигранного чехла, мм	153x2	153x2	153x2	153x2
Сталь чехла и оболочки твэла	ЭП-450	ЭП-450	ЭП-450	ЭП-450
Число каналов СУЗ в каждой ТВС указанного типа	3	3	-	-
Число твэлов в ТВС	310	310	331	127
Диаметр твэла, мм	6,1	6,1	6,1	12
Толщина оболочки твэла, мм	0,4	0,4	0,4	0,4
Диаметр таблетки, мм	5,14	5,14	5,14	10,64

Таблица 2 – Характеристики активной зоны

Тепловая мощность, МВт	2580
КПД, %	39
Высота активной зоны, мм	800
Толщина верхнего/нижнего торцевого экрана, мм	250/250
Максимальная линейная тепловая мощность, кВт/м	49,5
Средняя линейная тепловая мощность, кВт/м	31,7
Температура теплоносителя, °С: на входе в активную зону/на выходе (средняя)	350/550

Далее были рассмотрены варианты загрузки этого быстрого реактора металлическим уран-плутониевым топливом, нитридным топливом, содержащим только изотоп азота ^{15}N , МОХ-топливом, а также металлическим уран-плутониевым топливом, содержащим 6% циркония. Во всех вариантах использовался энергетический плутоний (начальное содержание ^{239}Pu и ^{240}Pu соответственно 59% и 26%).

Для каждого варианта был проведен расчет выгорания при начальной загрузке. Был определен состав топлива, соответствующий равновесной загрузке, как среднее между свежим топливом и топливом, выгоревшим 330 суток. Затем было смоделировано выгорание за 330 суток. В данных расчетах для уран-плутониевого, нитридного и оксидного топлива были оценены КВ и наработка плутония и рассчитан баланс нейтронов, что позволяет судить об эффективности использования нейтронов для наработки вторичного топлива.

В таблице 3 приведены средние по твэлу плотности топлива в исходной загрузке. Здесь и далее А31, А32 и А33 обозначают, соответственно, зоны малого, среднего и большого содержания плутония. ТЭ1, ТЭ2 и ТЭ3 части торцевого экрана над и под соответствующими зонами А31, А32 и А33. БЭ – боковой экран.

Таблица 3 – Средние по твэлу плотности топлива в исходной загрузке, г/см³

	А31	А32	А33	ТЭ1	ТЭ2	ТЭ3	БЭ
Металл (U-Pu)	12,7	12,7	12,7	14,7	14,7	14,7	15,1
Металл (U-Pu-Zr)	12,8	12,8	12,8	14,8	14,8	14,8	15,2
Нитрид	10,8	10,8	10,8	14,7	14,7	14,7	15,1
Оксид	9,2	9,2	9,2	9,2	9,2	9,2	10,5

В варианте с нитридным топливом, так же как и в случае металла, в экранах используется металлическое топливо. В варианте с МОХ-топливом во всех зонах выгорания используется оксид.

Начальная загрузка топлива приведена в таблице 4.

Таблица 4 – Загрузка тяжелых ядер в равновесном состоянии

	Загрузка тяжелых ядер, т			Среднее содержание плутония, вес. %		
	Активная зона	Торцевые экраны	Боковой экран	Активная зона	Торцевые экраны	Боковой экран
Металл (U-Pu)	20,6	15,3	31,7	16,6	1,3	0,2
Металл (U-Pu-Zr)	19,6	15,2	31,6	16,9	3,7	0,7
Нитрид	16,4	15,2	31,6	20,7	0,9	0,3
Оксид	12,8	8,3	17,8	26,4	1,3	0,5

При указанных нагрузках было рассчитано выгорание топлива за 330 эффективных суток. На рисунке 2 представлена зависимость коэффициента размножения нейтронов от времени для рассмотренных вариантов.

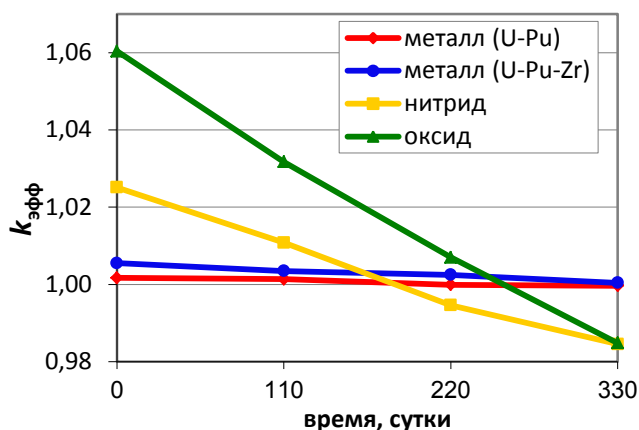


Рисунок 2 – Изменение $k_{эфф}$ в зависимости от времени

Стартовая загрузка плутония во всех трех случаях составила около 3,4 т. При использовании металлического уран-плутониевого топлива удалось получить такой состав топлива, при котором содержание топливных нуклидов в активной зоне практически не изменяется со временем. Этого удалось добиться за счет обеспечения КВА близкого к единице ($K_{ВА} = 0,939$). Поэтому падение реактивности происходит в основном за счет накопления продуктов деления, что, в совокупности с накоплением делящихся нуклидов в экранах, позволяет поддерживать $k_{эфф}$ почти неизменным. В результате можно снизить начальный запас реактивности, что положительно скажется на безопасности реактора. Как видно из рис. 2 в случае нитридного и оксидного топлива заданной загрузки плутония не достаточно для поддержания реактора в критическом состоянии на протяжении 330 сут. Увеличение стартовой загрузки плутония, при условии сохранения плотности топлива приведет к снижению доли сырьевого материала и увеличению начального запаса реактивности, который необходимо будет компенсировать. Все это отрицательно скажется на наработке плутония.

В процессе расчета выгорания была определена наработка плутония в реакторе Супер-БР. Данные по наработке отдельных изотопов плутония представлены в таблице 5. Знак «минус» говорит о том, что данный нуклид в процессе выгорания расходуется, а не накапливается.

Таблица 5 – Нарботка плутония за 330 эфф. сут.

	Нарботка плутония, кг			
	²³⁹ Pu	²⁴¹ Pu	²³⁹ Pu, ²⁴¹ Pu	Весь плутоний
Металл (U-Pu)	320,5	-8,2	312,3	324,9
Металл (U-Pu-Zr)	256,2	-4,8	251,4	285,9
Нитрид	183,3	-3,0	180,3	202,5
Оксид	1,2	2,0	3,2	34,8

При использовании металлического топлива избыточная наработка делящихся изотопов плутония составила около 312 кг/ГВт·год, что удовлетворяет системным требованиям. При добавлении в металлическое топливо 6% циркония наработка делящихся изотопов плутония уменьшилась на 60 кг. В случае нитридного топлива наработка оказалась в полтора раза ниже целевых ориентиров, а на оксидном топливе при данной компоновке активной зоны рассматриваемый реактор фактически переходит из режима размножителя в режим самообеспечения. А если учесть потери во внешнем цикле, то не удастся реализовать даже этот режим.

Для определения КВ и оценки эффективности использования нейтронов для трех вариантов (кроме уран-плутоний-циркониевого топлива) был выполнен расчет баланса нейтронов после 110 сут выгорания.

На основе баланса нейтронов был оценен КВ после 110 сут выгорания. Для вариантов с металлическим, нитридным и оксидным топливом он соответственно равен 1,351, 1,200 и 1,095. При использовании металлического топлива удастся получить несколько более жесткий спектр нейтронов, что приводит к снижению коэффициента α для ²³⁹Pu ($\alpha = \sigma_c/\sigma_f$), который оказывает сильное влияние на КВ.

Результаты расчетов показали, что при кампании топлива в активной зоне длительностью 4 года не удастся достичь целевых ориентиров по наработке плутония, что объясняется большим паразитным захватом нейтронов в продуктах деления. Уменьшение кампании топлива до 2 лет дает прирост в наработке плутония более 100 кг. При использовании металлического топлива и кампании топлива в активной зоне 2 года удастся получить такой состав плутония, при котором изменение реактивности за кампанию реактора длительностью 330 сут составит величину порядка $\beta_{эфф}$. На основе сравнительных расчетов выгорания топлива в реакторе Супер-БР было показано, что требуемая наработка может быть достигнута только при использовании металлического уран-плутониевого топлива, при использовании нитридного топлива наработка значительно ниже, а в случае МОХ-топлива реактор фактически переходит в режим самообеспечения.

В третьей главе рассмотрены некоторые особенности работы реактора Супер-БР внутри системы АЭ, состоящей, по крайней мере, из быстрых и тепловых реакторов. В принципе реактор на быстрых нейтронах может работать с любым типом плутония как с энергетическим, так и с оружейным. В предыдущей главе было показано, что можно подобрать такой состав плутония, при котором рассматриваемый реактор удовлетворяет требованиям по избыточной наработке плутония (даже с небольшим запасом) и реактивность слабо изменяется на протяжении кампании реактора. Однако, будучи элементом системы АЭ, такой реактор на начальном этапе сможет использовать только тот плутоний, который уже накоплен в системе. Поэтому в третьей главе были рассмотрены варианты использования различного типа плутония в быстром реакторе Супер-БР, удовлетворяющем системным требованиям.

В настоящее время запасы плутония представляют собой оружейный плутоний и энергетический плутоний из ОЯТ отечественных тепловых реакторов. Поэтому в данной главе изложены основные результаты сравнительного анализа процессов выгорания металлического топлива на основе плутония из ОЯТ РБМК-1000, ВВЭР-1000 и оружейного плутония в реакторе Супер-БР. Все три топливные композиции были получены путем смешивания выбранного сорта плутония и обедненного урана с массовым содержанием изотопа ^{235}U 0,1%. В качестве плутония из реактора ВВЭР-1000 был взят плутоний, накапливающийся в таком реакторе, работающем в открытом топливном цикле, при достижении глубины выгорания топлива 41 МВт·сут/кг. Изотопный состав плутония, накопленного в ОЯТ РБМК-1000, соответствует глубине выгорания 21 МВт·сут/кг. Изотопные составы рассмотренных сортов плутония приведены в таблице 6.

Таблица 6 – Изотопный состав плутония, массовые доли

	Плутоний из ОЯТ РБМК-1000	Плутоний из ОЯТ ВВЭР-1000	Оружейный плутоний
^{238}Pu	– *	– *	0,001
^{239}Pu	0,495	0,559	0,917
^{240}Pu	0,345	0,198	0,066
^{241}Pu	0,100	0,180	0,011
^{242}Pu	0,060	0,063	0,004
^{241}Am	– *	– *	0,001

* – по изотопам ^{238}Pu и ^{241}Am в энергетическом плутонии нет данных

В ходе расчетов выгорания топлива на основе указанных типов плутония было оценено изменение $k_{эфф}$ со временем, наработка плутония и изменение его изотопного состава. Начальное содержание плутония в топливе подбиралось таким образом, чтобы избежать чрезмерного запаса реактивности, который отрицательно сказался бы на наработке плутония. Зависимость $k_{эфф}$ от времени приведена на рисунке 3.

При использовании оружейного плутония и плутония из ОЯТ ВВЭР-1000 $k_{эфф}$ непрерывно уменьшается на протяжении всей кампании реактора. Поэтому приходится задавать начальный запас реактивности до $7 \beta_{эфф}$ (с учетом того, что для типичного реактора на быстрых нейтронах с плутониевой загрузкой $\beta_{эфф} = 0,004$), который придется компенсировать с помощью поглощающих стержней, что будет ухудшать баланс нейтронов в реакторе. При использовании плутония из ОЯТ РБМК-1000 ситуация лучше. Максимальное изменение реактивности за кампанию реактора не превышает $2 \beta_{эфф}$. При дальнейшем уменьшении содержания делящихся ядер (и, соответственно, увеличении содержания сырьевых) можно добиться еще более слабого изменения реактивности, хотя и на более коротком временном интервале (до 220 сут).

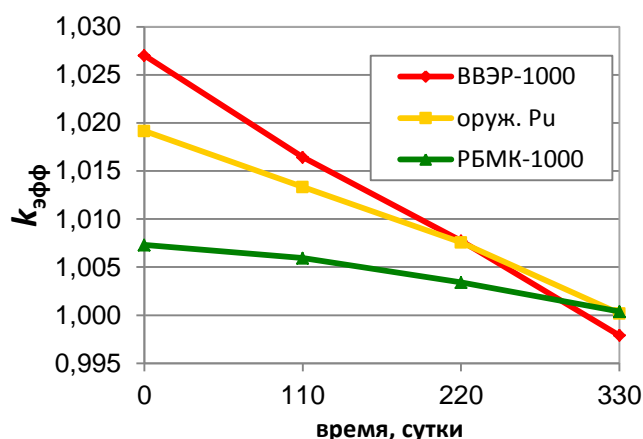


Рисунок 3 – Изменение $k_{эфф}$ со временем в зависимости от типа используемого плутония

В таблице 7 указана избыточная наработка изотопов плутония. Отрицательные числа в таблице указывают на то, что данный нуклид не накапливается, а расходуется в процессе выгорания.

Таблица 7 – Избыточная наработка изотопов плутония, кг/ГВт(э)

Тип плутония	^{239}Pu	^{241}Pu	$^{239}\text{Pu}, ^{241}\text{Pu}$	^{240}Pu	Весь Pu
из ОЯТ РБМК-1000	355,8	-54,3	301,5	-6,9	294,6
из ОЯТ ВВЭР-1000	374,1	-140,9	233,2	65,3	298,5
оружейный плутоний	183,9	9,2	193,1	153,7	346,8

Как видно содержание ^{239}Pu во всех трех случаях увеличивается, однако, при использовании плутония из ОЯТ ВВЭР-1000 и РБМК-1000 этот нуклид нарабатывается даже в активной зоне. В случае с загрузкой из оружейного плутония, ^{239}Pu накапливается только в экранах, а в активной зоне прогорает, что приводит к меньшей суммарной наработке. Отличительной чертой варианта с плутонием из ОЯТ РБМК-1000 является то, что в этом случае суммарное количество ^{240}Pu в реакторе не возрастает, а значит, его массовая доля по отношению к ^{239}Pu уменьшается. При использовании топлива из ОЯТ РБМК-1000 и ВВЭР-1000 содержание ^{241}Pu уменьшается со временем, т.к. его начальное содержание в топливе велико и макроскопическое сечение поглощения ^{241}Pu больше макроскопического сечения захвата ^{240}Pu . В случае с топливом из оружейного плутония, наоборот, содержание ^{241}Pu мало, и скорость его исчезновения меньше скорости образования. Поэтому его количество со временем растет. Суммарное же количество делящихся изотопов ^{239}Pu и ^{241}Pu увеличивается со временем во всех трех вариантах. Однако, приемлемая для системы АЭ избыточная наработка топливных изотопов плутония (^{239}Pu , ^{241}Pu) достигается только при использовании плутония из ОЯТ РБМК-1000.

В условиях ЗЯТЦ все реакторы, даже тепловые, будут использовать плутоний в качестве делящегося материала. Первое время можно использовать уже накопленный оружейный плутоний, но после того как он закончится для производства топлива будет доступен только тот плутоний, который образуется в тепловых и быстрых реакторах в системе АЭ. Основным производителем плутония в замкнутой системе АЭ является реактор-размножитель, т.к. он может обеспечить высокий темп наработки плутония. Поэтому в третьей главе рассмотрена также возможность использования плутония, извлекаемого как из активной зоны, так и из экранов реактора Супер-БР, в тепловом реакторе типа ВВЭР-1000. Для этого по коду UNK выполнена серия расчетов выгорания топлива в ячейке реактора ВВЭР-1000 с

использованием плутония из активной зоны реактора Супер-БР, смеси плутония из активной зоны и торцевых экранов реактора Супер-БР и смеси плутония из активной зоны, торцевых и бокового экрана реактора Супер-БР. Также для сравнения была рассмотрена ячейка ВВЭР-1000 с МОХ-топливом на основе оружейного плутония и ячейка с урановым топливом.

Изотопные составы топлива, выгружаемого из реактора Супер-БР, получены при моделировании процесса выгорания топлива в системе ISTAR, которая позволяет учитывать перераспределение энерговыделения в многозонных задачах и рассматривать максимально возможное количество нуклидов (все нуклиды, по которым есть информация в библиотеках оцененных ядерных данных).

На рисунке 4 приведена зависимость $k_{\text{беск}}$ от времени для ячейки реактора ВВЭР-1000 при использовании топлива на основе оксида урана и МОХ-топлива с различным типом плутония. В варианте, обозначенном как «МОХ Pu_3.6», использовалось МОХ-топливо из смеси обедненного урана и оружейного плутония. В вариантах, обозначенных как «МОХ АЗ», «МОХ АЗ+ТЭ», «МОХ АЗ+ТЭ+БЭ», рассматривалось МОХ-топливо с плутонием, выгружаемым из активной зоны быстрого реактора, МОХ-топлива со смесью плутония из активной зоны и торцевых экранов и МОХ-топлива со смесью плутония из активной зоны, торцевых и бокового экрана соответственно. Также рассмотрен вариант «UOX_3.15» с топливом из оксида обогащенного урана (3,15 % масс. ^{235}U).

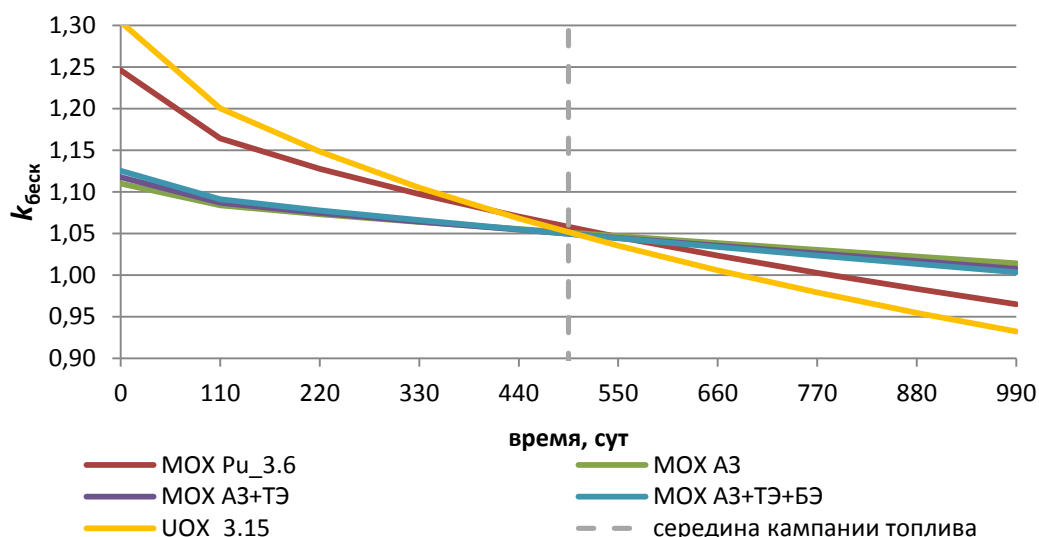


Рисунок 4 – Зависимость $k_{\text{беск}}$ от времени для разных видов топлива в ячейке ВВЭР-1000

Для большинства вариантов $k_{\text{беск}}$ в конце кампании топлива близок к единице или даже меньше ее. Однако в настоящих расчетах не моделировались перегрузки топлива в полномасштабной активной зоне. При расчете полной активной зоны с учетом перегрузок топлива в реакторе всегда будут находиться ТВС, кампания которых подходит к концу, и свежие ТВС, которые компенсируют снижение реактивности с выгоранием.

При использовании в МОХ-топливе плутония из Супер-БР падение реактивности за кампанию топлива в три раза меньше, чем в случае с активной зоной из низкообогащенного урана. Отличительной особенностью плутония, выгружаемого из активной зоны быстрого реактора, является высокое содержание изотопа ^{240}Pu (около 30% по массе всего плутония), который является эффективным выгорающим поглотителем.

В таблице 8 приведены балансы некоторых нуклидов для ячейки твэла, по которым можно судить об эффективности использования урана и плутония. Отрицательные числа говорят о том, что в данном случае нуклиды не расходуются, а накапливаются.

Таблица 8 – Расход основных нуклидов в твэле за кампанию топлива длительностью 990 сут, г

	UOX_3.15	MOX АЗ	MOX АЗ+ТЭ	MOX АЗ+ТЭ+БЭ	MOX Pu_3.6
^{239}Pu , ^{241}Pu	-12,0	18,4	19,2	19,7	21,4
Весь Pu	-16,7	22,9	21,2	19,9	12,2
^{235}U	34,8	0,4	0,4	0,5	1,6
Весь U	78,4	33,9	35,6	36,7	43,1
Все тяж. ядра	55,0	54,0	54,0	54,0	54,0

Данные по ячейке с топливом, обогащенным ^{235}U , здесь приводятся лишь для сравнения, т.к. при замыкании ЯТЦ основными делящимися изотопами в тепловых реакторах будут ^{239}Pu и ^{241}Pu (или ^{233}U в случае ториевого топливного цикла).

При использовании в реакторе типа ВВЭР MOX-топлива на основе плутония из быстрого реактора наблюдается сокращение потребления делящихся ядер и урана по сравнению с вариантом с урановым топливом. Поэтому переход на MOX-топливо позволит экономить природный уран, что повысит эффективность его использования. При переходе к смеси плутония из активной зоны быстрого реактора и экранов расход делящихся изотопов плутония повышается на 4% и 7% соответственно (см. варианты MOX АЗ, MOX АЗ+ТЭ и MOX АЗ+ТЭ+БЭ в таблице 8). Коэффициент размножения нейтронов в начале кампании при этом возрастает на 0,7% и 1,4% соответственно (см. рисунок 4). Отсюда видно, что с изменением содержания ^{239}Pu в топливе коэффициент размножения меняется медленнее, чем расход нуклидов при выгорании, что предоставляет некоторые возможности по вовлечению в цикл накопленного оружейного плутония.

Было показано, что использование оружейного плутония в рассматриваемом быстром реакторе нецелесообразно по сравнению с другими типами плутония (из ОЯТ тепловых реакторов) т.к. в этом случае быстрый реактор не может удовлетворить требованию по избыточной наработке плутония. Однако хранить оружейный плутоний дорого и опасно с точки зрения проблем нераспространения ядерных материалов. Поэтому его необходимо использовать и это можно сделать путем постепенного добавления этого плутония к топливу тепловых реакторов.

Для того чтобы количественно оценить возможность добавления оружейного плутония в MOX-топливо теплового реактора была выполнена серия расчетов выгорания топлива в ячейке реактора типа ВВЭР. Плутоний, входящий в состав топлива, представляет собой смесь оружейного плутония и смеси плутония из активной зоны и экранов быстрого реактора.

Было рассмотрено 6 вариантов. Как два крайних случая были выбраны варианты с использованием только оружейного плутония и только реакторного плутония. Также были рассмотрены 4 промежуточных состояния с массовым содержанием оружейного плутония 25%, 50%, 75% и 85% соответственно. Массовая доля делящихся изотопов плутония по тяжелым ядрам в рассмотренных вариантах составляет 6,4%, 5,7%, 5,0%, 4,3%, 4,0% и 3,6%.

В таблице 9 приведен расход основных нуклидов в твэле за кампанию длительностью 990 сут для рассмотренных вариантов.

Таблица 9 – Расход основных нуклидов в твэле с МОХ-топливом из смеси реакторного и оружейного плутония за кампанию топлива длительностью 990 сут, г

	Массовая доля оружейного плутония, %					
	0*	25	50	75	85	100**
$^{239}\text{Pu}, ^{241}\text{Pu}$	19,7	19,6	19,9	20,5	20,8	21,4
Весь Pu	19,9	19,0	17,1	14,9	13,9	12,2
^{235}U	0,4	0,7	0,9	1,2	1,3	1,6
Весь U	36,7	38,0	39,4	41,1	41,8	43,1
Все тяж. ядра	57,4	57,0	56,5	56,0	55,7	55,3

* – МОХ-топливо на основе реакторного плутония

** – МОХ-топливо на основе оружейного плутония

При использовании МОХ-топлива на основе реакторного плутония потребляется минимальное количество урана и почти минимальное количество делящихся в тепловом спектре изотопов плутония. При этом сокращается начальный запас реактивности. При разбавлении реакторного плутония оружейным потребление урана увеличивается, а расход делящихся изотопов плутония сначала несколько снижается, затем возрастает. Начальный запас реактивности увеличивается. По мере увеличения доли оружейного плутония начальная реактивность растет медленнее, чем возрастает потребление урана и делящихся изотопов плутония. Так, при использовании плутония с 50% содержанием оружейного плутония $k_{\text{бек}}$ в начале кампании увеличивается на 2% по сравнению с вариантом с реакторным плутонием, расход делящихся изотопов плутония возрастает на 1%, а расход урана увеличивается на 7%. Это значит, что добавление оружейного плутония улучшает топливоиспользование при небольшом увеличении темпа потери реактивности с выгоранием.

Показано, что требуемую наработку вторичного топлива удастся обеспечить только при использовании плутония из ОЯТ реакторов РБМК-1000. К настоящему времени в России накоплено около 11,5 тысяч т ОЯТ реакторов РБМК-1000. Содержащегося в нем плутония хватит на то, чтобы запустить и обеспечивать топливом подпитки на протяжении 60 лет 11 блоков с реакторами Супер-БР, т.е. этого плутония достаточно для обеспечения топливом малой серии таких установок. Малая серия реакторов Супер-БР может стать необходимым промежуточным звеном в переходе от отдельных единичных энергоблоков к зрелой и апробированной в промышленном масштабе технологии реакторов на быстрых нейтронах.

Оружейный плутоний можно использовать в качестве добавки к МОХ-топливу тепловых реакторов. В случае замыкания ядерного топливного цикла основным средством поддержания нейтронного потенциала системы и основным делящимся элементом в тепловых реакторах станет плутоний. Основным наработчиком плутония будет быстрый реактор, в экранах которого накапливается плутоний с малым содержанием изотопа ^{240}Pu . Именно такой плутоний (с содержанием изотопа ^{239}Pu более 90%) и будет доступен при изготовлении МОХ-топлива для тепловых реакторов.

Показано, что при сравнительно небольшом увеличении начального запаса реактивности и умеренном улучшении топливоиспользования долю оружейного плутония (по отношению к массе всего плутония) в МОХ-топливе можно доводить до 50%, что позволит использовать в тепловых реакторах часть накопленного к настоящему времени оружейного плутония.

В четвертой главе были рассмотрены вопросы, связанные с определением коэффициентов чувствительности и анализом неопределенностей изотопного состава топлива, возникающих при моделировании процессов изотопной кинетики в установках ЯТЦ. Основное внимание было уделено влиянию возможных начальных неопределенностей изотопного состава топлива быстрого реактора на процесс выгорания, связанных с различием изотопного состава плутония на складах и в ОЯТ, а так же неопределенностей, связанных с расчетными кодами и базами данных.

Сначала была рассмотрена возможность применения статистического подхода для оценки влияния неопределенностей начального изотопного состава топлива на процессы нуклидной кинетики в активной зоне и экранах реактора Супер-БР.

Статистические оценки влияния возмущения некоторых параметров (сечений и плотности потока нейтронов) уже выполнялись за рубежом и в России. В качестве функционала, для которого оценивается чувствительность по отношению к возмущению параметров, в большинстве рассмотренных работ выбирают коэффициент размножения. Но в этих работах рассматривалась всего одна зона выгорания или несколько зон, не связанных друг с другом. Поэтому перекрестные эффекты на таких моделях оценить нельзя.

Одной из задач настоящей работы была оценка влияния неопределенностей исходного изотопного состава топлива на процесс выгорания. Поэтому при применении статистического подхода к решению данной задачи пришлось многократно решать задачу выгорания в полномасштабном многозонном реакторе. Набор большого объема статистики при расчете выгорания по ПС ISTAR требует больших временных затрат, т.к. нейтронно-физический расчет для определения скоростей реакций и плотностей потока нейтронов выполняется с помощью кода MCNP, в котором реализован метод Монте-Карло. В целях сокращения времени расчета было принято решение использовать скорости реакций, полученные при расчете исходного варианта, а в каждом возмущенном варианте пересчитывать распределение плотности потока нейтронов по зонам выгорания. Для автоматизации примененной методики ПС ISTAR была дополнена специально разработанным для этих целей модулем. Тем не менее, время расчета не удалось сократить на столько, чтобы обработать выборку большого объема. Поэтому было рассмотрено всего 10 вариантов, в которых одновременно возмущались концентрации всех тяжелых нуклидов в зоне малого содержания плутония. Несомненно, выборка объемом в 10 элементов мала, чтобы получить по ней оценки с высокой степенью доверия. Однако при расчете этих вариантов учитывалось перераспределение энерговыделения между зонами выгорания при сохранении нормировки на суммарную мощность. Такой подход позволил учесть влияние возмущения в одной из зон выгорания на все остальные зоны. При этом было показано, что возмущение поля нуклидов в одной из зон выгорания приводит к возмущению поля нейтронов во всем реакторе, что влияет на процесс выгорания. Особенно сильно этот эффект проявляется в экранах.

Набор большого объема статистики при расчете выгорания по ПС ISTAR с учетом перераспределения плотности потока нейтронов требует больших временных затрат. Поэтому было принято решение вместо статистического подхода с одновременным возмущением концентраций всех значимых нуклидов провести ряд расчетов, в каждом из которых возмущалась концентрация одного из нуклидов. На основе сравнения прямых расчетов возмущенной и невозмущенной задачи определялись коэффициенты чувствительности и неопределенности конечных концентраций.

Для того чтобы понять какими могут быть эти возмущения необходимо задаться вопросом об источнике их возникновения. При моделировании системы атомной энергетики и при проектировании новых установок расчеты проводятся по различным кодам. Эти коды могут использовать разные системы нейтронно-физических констант, и в них могут быть заложены разные модели. Чтобы оценить неопределенности концентраций нуклидов в конце кампании реактора, вызванные различиями в существующих библиотеках ядерных данных и расчетных моделях, заложенных в кодах, проведена серия расчетов выгорания топлива в ячейках быстрого и теплового реактора по разным системам нейтронно-физических констант и расчетным кодам.

Для оценки константных неопределенностей была проведена серия ячеечных расчетов выгорания с помощью ПС ISTAR. Неопределенности концентраций нуклидов в конце кампании реактора оценивались на основе сравнения расчетов выгорания топлива с использованием разных библиотек ядерных данных. При расчете выгорания в ячейке реактора на быстрых нейтронах Супер-БР были рассмотрены библиотеки JENDL-4.0, JEF-3.1.1, ENDF/B-VI.8 и ENDF/B-VII.0, а для ячейки теплового реактора (ВВЭР-1000) – JEF-3.1.1, ENDF/B-VI.8 и ENDF/B-VII.0.

Длительность кампании реактора Супер-БР была принята равной 330 сут. Для расчета выгорания кампания была разбита на три шага длиной по 110 сут. Далее было смоделировано изменение изотопного состава облученного топлива на протяжении трех лет выдержки.

Концентрации нуклидов расходятся до тех пор, пока находятся в поле нейтронов, а затем, в процессе выдержки, изменяются одинаковым образом. Причем такая картина справедлива и для большинства рассмотренных тяжелых нуклидов (^{235}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu). Это говорит о хорошей согласованности данных по распадам этих нуклидов во всех рассмотренных библиотеках. Поэтому во всех последующих расчетах было смоделировано только выгорание топлива в реакторе.

В таблице 10 приведен в % максимальный разброс концентраций рассмотренных нуклидов после 330 сут выгорания нормированный на концентрации нуклидов, полученные при использовании библиотеки ENDF/B-VII.0. Из таблицы видно, что разброс концентраций рассмотренных нуклидов не превышает 5%.

Таблица 10 – Максимальный разброс концентраций рассмотренных нуклидов и $k_{\text{беск}}$ после 330 сут выгорания (быстрый реактор), %

$k_{\text{беск}}$	^{235}U	^{238}U	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am
1,11	0,58	0,05	2,42	0,25	0,62	4,02	0,26	2,27

Расчеты коэффициента размножения по библиотекам В70 и J40 близки друг к другу, а результаты, полученные при использовании библиотек F31 и В68, также слабо отличаются друг от друга, но завышают $k_{\text{беск}}$ примерно на 1,1% по сравнению с данными, полученными по В70 и J40 на протяжении всей кампании реактора, т.е. имеет место систематическое расхождение. Расчет баланса нейтронов в ячейке в начале кампании указывает на повышенную скорость захватов нейтронов при использовании библиотек В70 и J40 по сравнению с вариантами F31 и В68, что и приводит к завышению $k_{\text{беск}}$. При замене в библиотеке В70 ядерных данных по изотомам плутония и натрия данными из F31 различие в $k_{\text{беск}}$ сокращается с 1,1% до 0,2%. Это говорит о заниженных сечениях поглощения нейтронов в этих материалах. Для более конкретных выводов требуются дополнительные исследования по конкретным нуклидам. Проведенные расчеты позволяют сделать оценку суммарного

влияния неопределенностей ядерных данных на процесс выгорания топлива и, особенно, на изменение изотопного состава.

Аналогичная серия расчетов была проведена для ячейки типа ВВЭР-1000 с МОХ-топливом. Период выдержки топлива не моделировался. Длительность кампании была принята равной 990 сут и для выгорания было рассмотрено 9 шагов длиной по 110 сут. Различия в расчете концентраций в ячейке теплового реактора приведены в таблице 11.

В тепловом спектре наблюдается лучшая согласованность при расчете $k_{\text{беск}}$ – максимальное расхождение за 330 сут составляет 0,5% против 1,1% в спектре быстрых нейтронов. С увеличением глубины выгорания расхождение увеличивается, т.е. при моделировании многократного рецикла тяжелых ядер неопределенность будет накапливаться.

Таблица 11 – Максимальный разброс концентраций рассмотренных нуклидов и $k_{\text{беск}}$ после 330 и 990 сут выгорания (тепловой реактор), %

Время, сут	$k_{\text{беск}}$	^{235}U	^{238}U	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am
330	0,50	0,16	<0,01	1,33	0,20	0,98	1,74	4,51	4,01
990	0,85	0,74	0,01	5,51	0,97	1,26	1,59	7,01	9,15

Для сравнения с результатами расчета выгорания в ячейке быстрого реактора (см. табл. 10) в таблице 11 приведены расхождения после 330 сут. Порядок величин расхождения концентраций не превышает 4,6% и совпадает с аналогичной величиной для ячейки быстрого реактора.

Также по рассмотренным системам констант были получены оценки некоторых спектральных индексов. При расчете выгорания по разным библиотекам ядерных данных для спектральных индексов также наблюдаются расхождения, по величине более близкие к расхождениям концентраций нуклидов, а не $k_{\text{беск}}$. В большинстве случаев расхождения спектральных индексов носят систематический характер. Отличие спектральных индексов говорит о различии скоростей реакций на основных тяжелых ядрах, которые присутствуют в активной зоне в больших количествах и с которых начинаются многие цепочки ядерных превращений, поэтому и концентрации всех тяжелых нуклидов расходятся со временем.

Неопределенности функционалов, возникающие за счет использования кодов, в которые заложены различные модели, оценивались на основе расчета выгорания в ячейке теплового реактора с МОХ-топливом по кодам ISTAR и UNK с использованием библиотеки оцененных ядерных данных ENDF/B-VI.8. Различие расчетных моделей этих кодов заключается в том, что ПС ISTAR использует монтекарловский код MCNP5 для расчета скоростей реакций, т.е., фактически уравнение переноса в нем не решается, а в UNK рассматривается уравнение переноса, решаемое методом характеристик.

При расчетах такой задачи по указанным кодам задавались одинаковые тепловая мощность зоны и длительность кампании. Максимальные расхождения концентраций за 990 сут выгорания по некоторым нуклидам достигали десятков процентов. Например, 40% для ^{238}Pu , 18,5% для ^{239}Pu , 22% для ^{242}Pu . Однако, было замечено, что при одинаковых мощностях зон выгорания и длительностях кампаний по разным кодам была получена разная глубина выгорания топлива. При расчете по коду ISTAR разделилось 4,2% (массовых) тяжелых ядер, а по UNK – 3,7%, т.е. расхождение составило около 12%. Это можно объяснить различием данных по выходу энергии при делении нуклидов. Поэтому для дальнейших расчетов в обоих кодах для всех тяжелых ядер была принята энергия деления равная 200 МэВ/дел. За

счет этого расхождение в глубинах выгорания сократилось до 0,15% и заметно уменьшилось расхождение концентраций, которое приведено в таблице 12

Таблица 12 – Разброс концентраций рассмотренных нуклидов и $k_{\text{беск}}$ после 330 и 990 сут выгорания при расчете по ISTAR и UNK, %

Время, сут	$k_{\text{беск}}$	^{235}U	^{238}U	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am
330	0,05	0,19	0,03	13,13	1,82	4,28	3,56	3,29	0,57
990	0,45	1,67	0,11	32,31	9,88	2,64	1,72	2,49	0,59

Приведенные в таблице 13 расхождения концентраций обусловлены различием расчетных моделей, заложенных в рассмотренные коды. С увеличением глубины выгорания расхождения возрастают. В целом расхождения связанные с различием расчетных моделей превышают константные неопределенности и по отдельным нуклидам (^{238}Pu) достигают десятков процентов. Однако, неопределенности концентраций основных нуклидов после 330 сут выгорания остаются на уровне 5%.

Таким образом, было показано, что при моделировании развивающейся системы АЭ константные и модельные неопределенности расчета нуклидных потоков в замкнутой системе АЭ при многократном рецикле тяжелых ядер неизбежно приведут к разбросу концентраций, пусть даже и малому, что в свою очередь внесет еще большие возмущения в процессы изотопной кинетики.

В четвертой главе была предпринята попытка оценить простейшим способом чувствительности представляющих интерес функционалов к изменению параметров системы путем сравнения двух прямых расчетов – возмущенной задачи и исходной. Все расчеты были выполнены на многозонной полномасштабной модели реактора Супер-БР в ПС ISTAR. Выше было показано, что разброс концентраций по основным нуклидам, получаемый при расчете выгорания топлива за 330 сут по разным кодам и библиотекам ядерных данных составляет около 5%. Поэтому для создания начального возмущения концентрации заданных нуклидов увеличивались на 5% по сравнению с исходным вариантом. В целях сокращения времени расчета все задачи выгорания решались с использованием разработанного модуля, позволяющим выполнять расчеты на одном и том же наборе параметров взаимодействия нейтронов с ядрами и каждый раз пересчитывать только распределение энерговыделения.

В общем случае коэффициентом чувствительности S функционала R по отношению к изменению входного параметра x называют отношение относительного изменения функционала R к относительному изменению параметра x :

$$S = \frac{x}{R} \frac{\partial R}{\partial x}. \quad (1)$$

В нашем случае рассматривалось влияние возмущений исходных концентраций нуклидов в зоне малого содержания (ЗМС) плутония на концентрации нуклидов во всех зонах выгорания в конце кампании реактора. Поэтому под функционалом R будет подразумеваться концентрация j -го нуклида в k -й зоне выгорания в конце кампании реактора при возмущении начальной концентрации i -го нуклида в ЗМС $\tilde{N}_{j,k}^i$. Нумерация зон выгорания k осуществляется в порядке возрастания номеров от 1 до 7 в ряду А31, А32, А33, ТЭ1, ТЭ2, ТЭ3 и БЭ. Под входным параметром x подразумевается концентрация i -го нуклида в ЗМС (т.е. в А31) в начале кампании реактора $N_{i,1}$. Таким образом, коэффициент чувствительности концентрации j -го нуклида в зоне k после 330 суток выгорания при возмущении начальной концентрации i -го нуклида в ЗМС определяется как

$$S_{i,j,k} = \frac{N_{i,1}^0}{\tilde{N}_{j,k}^{i,0}} \frac{\partial \tilde{N}_{j,k}^i}{\partial N_{i,1}} \quad (2)$$

где индекс «0» соответствует невозмущенному состоянию. Производная в выражении (2) аппроксимировалась отношением конечных разностей, полученных из расчета исходного и возмущенного состояния. При расчете возмущенного состояния по интересующему нуклиду его концентрация увеличивалась на 5% по отношению к исходной, т.е.

$$N_{i,1} = (1 + \alpha)N_{i,1}^0, \quad (3)$$

где $\alpha = 0,05$. Коэффициент чувствительности определялся следующим образом:

$$S_{i,j,k} \approx \frac{N_{i,1}^0}{\tilde{N}_{j,k}^0} \frac{\tilde{N}_{j,k}^i - \tilde{N}_{j,k}^0}{N_{i,1} - N_{i,1}^0} = \frac{1}{\alpha} \left(\frac{\tilde{N}_{j,k}^i}{\tilde{N}_{j,k}^0} - 1 \right). \quad (4)$$

Указанные коэффициенты чувствительности рассчитывались для 25 значимых нуклидов. Критерием значимости был принят нижний предел ядерной плотности нуклидов в MCNP5 ($5 \cdot 10^{-10}$ барн $^{-1}$ см $^{-1}$). Поэтому из 125 тяжелых нуклидов, которые рассматриваются в ПС ISTAR, было учтено только 25, среди которых изотопы от ^{234}U до ^{245}Cm . По вариациям начальных концентраций этих нуклидов были определены коэффициенты чувствительности.

С одной стороны полученные коэффициенты чувствительности можно использовать, чтобы пересчитывать конечные концентрации нуклидов при возмущении начальных концентраций без решения задачи выгорания. Однако в процессе выгорания концентрации нуклидов меняются нелинейно. Поэтому использование коэффициентов чувствительности, содержащих только первые производные, не позволит учитывать большие возмущения.

С другой стороны, если начальные возмущения рассматривать как неопределенности исходных концентраций нуклидов, то с помощью полученных коэффициентов можно оценить неопределенности конечных концентраций.

Обозначим неопределенность концентрации i -го нуклида в АЗ1 в начале кампании через $\Delta N_{i,1}$, а связанную с ней неопределенность концентрации j -го нуклида в k -й зоне в конце кампании через $\Delta \tilde{N}_{j,k}^i$. Если принять, что $\Delta N_{i,1} = N_{i,1} - N_{i,1}^0$, а $\Delta \tilde{N}_{j,k}^i = \tilde{N}_{j,k}^i - \tilde{N}_{j,k}^0$, то из (3) и (4) можно получить, что

$$\Delta \tilde{N}_{j,k}^i = \alpha S_{i,j,k} \tilde{N}_{j,k}^0. \quad (5)$$

Предположим, что все параметры системы (начальные концентрации в ЗМС) являются случайными величинами с некоторой совместной плотностью распределения $p(N_{1,1}, \dots, N_{i,1}, \dots, N_{I,1})$, дисперсиями $\Delta N_{i,1}^2$ и, кроме того, они не коррелируют между собой. Тогда суммарную неопределенность концентрации j -го нуклида в k -й зоне в конце кампании реактора $\Delta \tilde{N}_{j,k}$, связанную с 5% неопределенностями исходных концентраций всех рассмотренных нуклидов, можно определить как квадратный корень из суммы квадратов неопределенностей, связанных с неопределенностью начальной концентрации каждого отдельного нуклида $\Delta N_{i,1}$:

$$\Delta \tilde{N}_{j,k} = \sqrt{\sum_{i=1}^I (\Delta \tilde{N}_{j,k}^i)^2} = \sqrt{\sum_{i=1}^I (\alpha S_{i,j,k} \tilde{N}_{j,k}^0)^2} = \alpha \tilde{N}_{j,k}^0 \sqrt{\sum_{i=1}^I S_{i,j,k}^2}. \quad (6)$$

Тогда относительная суммарная неопределенность будет равна:

$$\delta \tilde{N}_{j,k} = \frac{\Delta \tilde{N}_{j,k}}{\tilde{N}_{j,k}^0} = \alpha \sqrt{\sum_{i=1}^I S_{i,j,k}^2} \quad (7)$$

В таблице 13 приводится относительная суммарная неопределенность в процентах концентраций некоторых изотопов в конце кампании реактора во всех зонах выгорания, полученная при неопределенностях исходных концентраций нуклидов в ЗМС, равной 5%.

Таблица 13 – Относительная неопределенность концентрации заданных изотопов в конце кампании реактора, %

	A31	A32	A33	ТЭ1	ТЭ2	ТЭ3	БЭ
^{235}U	7,65	1,25	3,62	11,77	6,23	3,75	0,56
^{238}U	5,25	0,16	0,47	1,20	0,64	0,38	0,06
^{238}Pu	5,52	0,78	2,43	52,44	32,32	25,49	19,90
^{239}Pu	3,53	0,02	0,47	21,21	14,17	12,19	9,89
^{240}Pu	4,20	0,11	0,08	44,87	29,41	24,60	18,40
^{241}Pu	3,42	0,02	0,20	61,35	38,66	32,88	24,81
^{242}Pu	4,88	0,17	0,57	80,02	48,56	42,64	34,04
^{241}Am	5,59	0,85	2,58	38,32	24,81	24,24	21,69

Как видно из таблицы, относительная неопределенность концентраций для большинства нуклидов в экранах превышает неопределенности в активной зоне и может достигать десятков процентов. В целом, при любом возмущении относительное изменение плотности потока нейтронов в экранах больше, чем в активной зоне, что приводит к наиболее сильному изменению динамики накопления и выгорания различных нуклидов и бóльшим неопределенностям. Кроме того, проведенный расчет указывает на целесообразность учета возмущений концентраций нуклидов в зонах, отличных от той, в которой имело место начальное возмущение. А значит, повышенные затраты времени на расчет каждого варианта, связанные с пересчетом распределения энерговыделения на всех шагах по выгоранию, были оправданы. Кроме того, рассмотренные перекрестные эффекты необходимо учитывать, т.к. активную зону и экраны быстрого реактора внутри системы АЭ нельзя рассматривать как отдельные элементы, обменивающиеся только нуклидами через внешний топливный цикл, ввиду того, что они представляют собой части связанной системы – реактора, которые обмениваются нейтронами.

Выводы.

1. Предложена компоновка активной зоны перспективного реактора Супер-БР и выполнена серия сравнительных расчетов выгорания разных типов топлива в этом реакторе (металлическое, нитридное и оксидное).
2. Показано, что рассмотренный реактор Супер-БР может удовлетворить системным требованиям по наработке плутония только при использовании металлического топлива с кампанией топлива в активной зоне длительностью не более 2 лет. В этом случае можно подобрать такой состав топлива, при котором изменение реактивности за кампанию реактора не превысит $\beta_{\text{эфф}}$.
3. Необходимым условием эффективности использования ^{238}U в развивающейся системе АЭ является, во-первых, сама возможность его вовлечения в цикл производства энергии путем преобразования в ^{239}Pu . Во-вторых, требуется обеспечение темпов наработки плутония, соответствующих сценарию развития

АЭ. В такой постановке при умеренном или интенсивном сценарии развития АЭ быстрый реактор со сниженной начальной загрузкой плутония, металлическим топливом и сравнительно короткой кампанией топлива (2 года) обладает более широкими возможностями удовлетворить системным требованиям.

4. Рассмотрена возможность использования в реакторе Супер-БР оружейного плутония и плутония из ОЯТ отечественных тепловых реакторов и показано, что требования по наработке вторичного топлива можно выполнить только при загрузке из плутония из ОЯТ РБМК-1000, которого хватит на стартовую загрузку и 60 лет подпитки малой серии таких реакторов из 11 блоков.
5. Выполнены сравнительные расчеты выгорания МОХ-топлива в ячейке теплового реактора типа ВВЭР-1000 при использовании энергетического и оружейного плутония и показано, что энергетический плутоний позволяет снизить запас реактивности и сократить расход природного урана и делящихся изотопов плутония.
6. При добавлении к энергетическому плутонию до 50% плутония с высоким содержанием изотопа ^{239}Pu , который может быть наработан в экранах реактора на быстрых нейтронах, наблюдается улучшение топливоиспользования в тепловом реакторе.
7. На основе выполненных оценок различных неопределенностей показано, что неопределенности, связанные с использованием различных библиотек оцененных ядерных данных и расчетных моделей при расчете выгорания, приводят к неопределенностям изотопного состава топлива, меньшим, чем неопределенность нуклидного состава имеющегося плутония.
8. Разработан дополнительный модуль для ПС ISTAR, позволяющий проводить серию расчетов выгорания при возмущенном начальном изотопном составе с учетом перераспределения энерговыделения, но с использованием набора скоростей реакций из исходного невозмущенного варианта. Такая методика позволяет сократить время расчета по MCNP5 в 7 – 8 раз.
9. На полномасштабной многозонной модели реактора Супер-БР были оценены коэффициенты чувствительности изотопного состава всех зон выгорания в конце кампании реактора по отношению к возмущению исходных концентраций нуклидов в центре активной зоны.
10. Показано, что малые возмущения изотопного состава в центре активной зоны приводят к большим неопределенностям конечных концентраций нуклидов в экранах, что будет влиять на процессы нуклидной кинетики и системные характеристики реактора.

Основные публикации по теме диссертации

Публикации в изданиях, рекомендованных ВАК России:

1. Бландинский В.Ю., Дудников А.А. Быстрые реакторы с разным видом топлива в системе ядерной энергетики. – Атомная энергия, том 112, вып. 3, 2012, с. 175 – 177.
2. Бландинский В.Ю. Влияние состава загружаемого плутония на изменение реактивности и изотопный состав нарабатываемого топлива в реакторе на быстрых нейтронах. – Вопросы атомной науки и техники, серия «Физика ядерных реакторов», 2012, вып. 4, с. 62 – 68.

Материалы конференций:

1. Бландинский В.Ю. Влияние типа топлива на характеристики воспроизводства быстрого реактора в развивающейся системе атомной энергетики. – В сб.: Нейтроника – 2011. Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики. Программа и тезисы, 24 – 27 октября 2011 г., Обнинск, с 2–4.
2. Бландинский В.Ю. Реактор на быстрых нейтронах для интенсивного сценария развития атомной энергетики. – В сб.: 9-ая Курчатовская молодежная научная школа, 22 – 25 ноября 2011 г., Москва, с. 7.
3. Бландинский В.Ю. Влияние разного типа неопределенностей на изотопный состав топлива при выгорании. – В сб.: 10-ая Курчатовская молодежная научная школа, 23 – 26 октября 2012 г., Москва, с. 12.
4. Бландинский В.Ю. Использование энергетического плутония из быстрого реактора в тепловых реакторах. – В сб.: Нейтроника – 2012. Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики. Программа и тезисы, 30 октября – 2 ноября 2012 г., Обнинск, с 11–13.