

Министерство образования и науки Российской Федерации
 Федеральное государственное автономное образовательное учреждение
 высшего образования
**«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
 ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»**

Институт Физико-технический
 Направление подготовки 14.04.02 Ядерные физика и технологии
 Кафедра Физико-энергетических установок

МАГИСТЕРСКАЯ ДИССЕРТАЦИЯ

Тема работы
Анализ исследования выгорающих добавок Gd, Er и Pu в ядерном топливе
УДК <u>621.039.544,8</u>

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ4Г	Мишин Антон Сергеевич		

Руководитель

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент кафедры ФЭУ ФТИ	Колпаков Г.Н.	к.т.н.		

КОНСУЛЬТАНТЫ:

По разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент каф. МЕН ИСГТ	Верховская М.В.	к.экон.н.		

По разделу «Социальная ответственность»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ассистент каф. ПФ ФТИ	Гоголева Т.С.	к.ф.-м.н.		

ДОПУСТИТЬ К ЗАЩИТЕ:

Зав. кафедрой	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
ФЭУ	Долматов О.Ю.	к.ф.-м.н., доцент		

Томск – 2016 г.

Планируемые результаты обучения

Код результата	Результат обучения
<i>Профессиональные компетенции</i>	
P1	Применять глубокие, математические, естественнонаучные, социально-экономические и профессиональные знания для теоретических и экспериментальных исследований в области использования ядерной энергии, ядерных материалов, систем учета, контроля и физической защиты ядерных материалов, технологий радиационной безопасности, медицинской физики и ядерной медицины, изотопных технологий и материалов в профессиональной деятельности.
P2	Ставить и решать инновационные инженерно-физические задачи, реализовывать проекты в области использования ядерной энергии, ядерных материалов, систем учета, контроля и физической защиты ядерных материалов, технологий радиационной безопасности, медицинской физики и ядерной медицины, изотопных технологий и материалов.
P3	Создавать теоретические, физические и математические модели, описывающие конденсированное состояние вещества, распространение и взаимодействие ионизирующих излучений с веществом и живой материей, физику кинетических явлений, процессы в реакторах, ускорителях, процессы и механизмы переноса радиоактивности в окружающей среде.
P4	Разрабатывать новые алгоритмы и методы: расчета современных физических установок и устройств; исследования изотопных технологий и материалов; измерения характеристик полей ионизирующих излучений; оценки количественных характеристик ядерных материалов; измерения радиоактивности объектов окружающей среды; исследований в радиозэкологии, медицинской физике и ядерной медицине.
P5	Оценивать перспективы развития ядерной отрасли, медицины, анализировать радиационные риски и сценарии потенциально возможных аварий, разрабатывать меры по снижению рисков и обеспечению ядерной и радиационной безопасности руководствуясь законами и нормативными документами, составлять экспертное заключение.
P6	Проектировать и организовывать инновационный бизнес, разрабатывать и внедрять новые виды продукции и технологий, формировать эффективную стратегию и активную политику риск-менеджмента на предприятии, применять методы оценки качества и результативности труда персонала, применять знание основных положений патентного законодательства и авторского права Российской Федерации.
<i>Общекультурные компетенции</i>	
P7	Демонстрировать глубокие знания социальных, этических и культурных аспектов инновационной профессиональной деятельности.
P8	Самостоятельно учиться и непрерывно повышать квалификацию в течение всего периода профессиональной деятельности.
P9	Активно владеть иностранным языком на уровне, позволяющем работать в иноязычной среде, разрабатывать документацию, презентовать результаты профессиональной деятельности.

P10	Эффективно работать индивидуально и в коллективе, демонстрировать ответственность за результаты работы и готовность следовать корпоративной культуре организации.
-----	---

Министерство образования и науки Российской Федерации
федеральное государственное автономное образовательное учреждение
высшего образования

**«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»**

Институт: Физико-технический

Направление подготовки: (специальность): 14.04.02 Ядерная физика и технологии

Кафедра: Физико-энергетических установок

УТВЕРЖДАЮ:

Зав. Кафедрой

(Подпись) (Дата) Долматов О.Ю.
(Ф.И.О.)

ЗАДАНИЕ

на выполнение выпускной квалификационной работы

В форме:

Магистерской диссертации

(бакалаврской работы, дипломного проекта/работы, магистерской диссертации)

Студенту:

Группа	ФИО
0АМ4Г	Мишин Антон Сергеевич

Тема работы:

Анализ исследования выгорающих добавок Gd, Eu и Pu в ядерном топливе	
Утверждена приказом директора (дата, номер)	1618/с от 26.02.2016

Срок сдачи студентом выполненной работы:	8.06.2016
--	-----------

ТЕХНИЧЕСКОЕ ЗАДАНИЕ:

Исходные данные к работе	– литературные источники; – конструкторская документация
Перечень подлежащих исследованию, проектированию и разработке вопросов	введение: цель работы, область применения и значимость рассматриваемой проблемы; основная часть: обзор выгорающих поглотителей, определение оптимального выгорающего поглотителя для различных реакторов, рассмотрение концепции пароводяного реактора, расчет коэффициентов размножения и конверсии, расчёт себестоимости проведения исследовательской работы, разработка производственной безопасности при проведении экспериментов (в соответствии со стандартами и

	инструкциями по технике безопасности).
Перечень графического материала	Презентация доклада.
Консультанты по разделам выпускной квалификационной работы	
Раздел	Консультант
Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение	Верховская М.В.
Социальная ответственность	Гоголева Т.С.
Иностранный язык	Демьяненко Н.В.
Названия разделов, которые должны быть написаны на русском и иностранном языках:	
Analysis of the use of burnable additives in nuclear fuel	

Дата выдачи задания на выполнение выпускной квалификационной работы по линейному графику	
---	--

Задание выдал руководитель:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент кафедры ФЭУ ФТИ	Колпаков Г.Н.	к.т.н.		

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ4Г	Мишин Антон Сергеевич		

**ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА
«ФИНАНСОВЫЙ МЕНЕДЖМЕНТ, РЕСУРСОЭФФЕКТИВНОСТЬ И
РЕСУРСОСБЕРЕЖЕНИЕ»**

Студенту:

Группа	ФИО
0АМ4Г	Мишин Антон Сергеевич

Институт	Физико-технический	Кафедра	ФЭУ
Уровень образования	Магистратура	Направление/специальность	14.04.02 Ядерные физика и технологии/ Ядерные реакторы и энергетические установки

Исходные данные к разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»:

1. <i>Стоимость ресурсов научного исследования (НИ): материально-технических, энергетических, финансовых, информационных и человеческих</i>	Работа с информацией, представленной в российских и иностранных научных публикациях, аналитических материалах, статистических бюллетенях и изданиях, нормативно-правовых документах
2. <i>Нормы и нормативы расходования ресурсов</i>	
3. <i>Используемая система налогообложения, ставки налогов, отчислений, дисконтирования и кредитования</i>	

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

1. <i>Оценка коммерческого потенциала, перспективности и альтернатив проведения НИ с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения</i>	Оценочная карта конкурентных технических решений
2. <i>Планирование и формирование бюджета научных исследований</i>	Иерархическая структура работ SWOT-анализ Календарный план-график реализации проекта
3. <i>Оценка ресурсной, финансовой, социальной, бюджетной эффективности научного исследования</i>	Определение ресурсоэффективности проекта

Перечень графического материала (с точным указанием обязательных чертежей)

1. <i>Оценочная карта конкурентных технических решений</i>
2. <i>Матрица SWOT</i>
3. <i>Иерархическая структура работ</i>
4. <i>Календарный план проекта</i>
5. <i>Бюджет проекта</i>
6. <i>Определение ресурсоэффективности проекта</i>

Дата выдачи задания для раздела по линейному графику

Задание выдал консультант:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент каф. МЕН ИСГТ	Верховская М.В.	к.ЭКОН.Н.		

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ4Г	Мишин Антон Сергеевич		

ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА «СОЦИАЛЬНАЯ ОТВЕТСТВЕННОСТЬ»

Студенту:

Группа	ФИО
0АМ4Г	Мишин Антон Сергеевич

Институт	Физико-технический	Кафедра	ФЭУ
Уровень образования	Магистратура	Направление/специальность	14.04.02 Ядерные физика и технологии/ Ядерные реакторы и энергетические установки

Исходные данные к разделу «Социальная ответственность»:

1. Описание рабочего места (рабочей зоны, технологического процесса, механического оборудования) на предмет возникновения:	– вредных факторов производственной среды (метеоусловия, освещение, шумы, электромагнитные поля, ионизирующее излучение); – опасных факторов производственной среды (электрической, пожарной и взрывной природы).
2. Знакомство и отбор законодательных и нормативных документов по теме	электробезопасность, пожаробезопасность, требования при работе на ПЭВМ

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

1. Анализ выявленных вредных факторов проектируемой производственной среды в следующей последовательности:	– воздействие на организм человека; – приведение допустимых норм; – предлагаемые средства защиты.
2. Анализ выявленных опасных факторов проектируемой произведённой среды в следующей последовательности:	– электробезопасность (в т.ч. статическое электричество, средства защиты); – пожаровзрывобезопасность (причины, профилактические мероприятия, первичные средства пожаротушения).

Дата выдачи задания для раздела по линейному графику

Задание выдал консультант:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ассистент каф. ПФ ФТИ	Гоголева Т.С.	к.ф.-м.н.		

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0АМ4Г	Мишин Антон Сергеевич		

РЕФЕРАТ

Выпускная квалификационная работа состоит из 102 с., 6 рис., 20 табл., 2 прил., 1 чертеж. Список использованной литературы включает 20 источников

Ключевые слова: ядерный реактор; выгорающий поглотитель; уран-плутониевое топливо; коэффициент конверсии; коэффициент размножения; финансовый менеджмент; социальная ответственность

Объектом исследования является пароводяной ядерный реактор типа BWR.

Цель работы – реализация плутоний-уранового цикла в реакторах на тепловых нейтронах

В процессе исследования проводились расчеты коэффициентов размножения и коэффициентов конверсии, на основании которых были получены таблицы, произведен расчет финансовой составляющей работы, описаны внешние факторы, влиявшие на выполнение работы.

В результате исследования были получены расчеты коэффициентов размножения и конверсии пароводяного реактора, оценена финансовая составляющая работа и описаны внешние факторы, которые влияли на работу.

Оглавление

Введение.....	10
1 Суть выгорающего поглотителя	12
1.1 Использование Gd_2O_3 в качестве выгорающего поглотителя	13
1.2 Использование Eg в качестве выгорающего поглотителя.....	15
1.3 Характеристики ядерного топлива.....	17
1.4 Смешанное уран-плутониевое топливо	22
1.5 Коэффициент воспроизводства	26
2 Пароводяной энергетический ядерный реактор	31
2.1 Концепция пароводяного энергетического корпусного реактора	31
3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение.....	39
3.1 Потенциальные потребители результатов исследования	39
3.1.1 Анализ конкурентных технических решений	40
3.1.2 SWOT-анализ.....	42
3.2 Планирование управления научно-техническим проектом.....	44
3.2.1 Иерархическая структура работ проекта	44
3.2.2 Контрольные события проекта	45
3.2.3 План проекта.....	46
3.3 Бюджет научного исследования	48
3.3.1 Расчёт материальных затрат	49
3.3.2 Расчёт затрат на специальное оборудование для научных (экспериментальных работ)	50
3.3.3 Основная заработная плата исполнителей темы.....	50
3.3.4 Дополнительная заработная плата исполнителей темы.....	52
3.3.5 Отчисления во внебюджетные фонды	53
3.3.6 Накладные расходы.....	53
3.3.7 Формирование бюджета затрат исследовательского проекта.....	54
3.4 Организационная структура проекта	54
3.5 Матрица ответственности	55

3.6 Определение ресурсной (ресурсосберегающей), финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования.....	56
---	----

Введение

Одной из проблем развивающейся в атомной энергетике является проблема вовлечения в процесс энергопроизводства отвалного урана разделительных заводов. Кардинальным решением этой проблемы было бы использование реакторов на быстрых нейтронах, в которых реализуется плутоний-урановый топливный цикл. Однако до настоящего времени реакторы на быстрых нейтронах остаются неконкурентоспособными.

Другим путем решения указанной проблемы могла бы быть реализация плутоний-уранового цикла в реакторах на тепловых нейтронах. Такие реакторы являются хорошо освоенными как в конструктивном так и в технологическом отношении. Единственным сдерживающим фактором здесь является радиационная опасность, которая препятствует переработке облученного топлива. Эту задачу пытаются решить путем ограничения концентрации делящегося изотопа и минимизации энерговыработки топлива. Целью данной работы является рассмотрение реализации плутоний-уранового цикла в реакторах на тепловых нейтронах, а так же расчет коэффициента размножения и коэффициента конверсии В процессе решения поставленной задачи, в частности, пришли к пониманию использования ^{239}Pu в качестве выгорающей добавки к топливу. Технологическое применение выгорающих добавок к ядерному топливу хорошо изучено и не представляет сложности. Тем не менее проблема, радиационной опасности при обращении с облученным топливом все еще не решена. В настоящей работе сделана попытка решить проблему облученного топлива отказавшись от его переработки. Этому способствовали два обстоятельства:

— одно из них заключается в проекте реактора “Прорыв”, в котором коэффициент конверсии искусственно поддерживается равным единице. В результате исключается проблема радиационной безопасности облученного

топлива. ТВС не перерабатываются, а захораниваются или подлежат длительному хранению;

– второе обстоятельство связано с известным проектом реактора ВВЭР, в котором процесс деления осуществляется на промежуточных нейтронах.

1 Суть выгорающего поглотителя

В реакторах ВВЭР-1000 по мере усовершенствования технологии топлива применяется уран все более высокого обогащения (на сегодня уже около 5%) и весь увеличивающийся запас реактивности не может быть скомпенсирован только при помощи борного регулирования, иначе в воду надо вводить очень много кислоты, что влияет при выбранных параметрах решетки на условия ядерной безопасности. Поэтому в активную зону помещается твердый неподвижный выгорающий поглотитель, целями введения которого являются:

- частичная компенсация запаса реактивности на выгорание в начальный период кампании топлива;
- полное выгорание ВП на заключительном периоде кампании топлива и, соответственно, полное освобождение оставшейся реактивности первичного и наработанного вторичного топлива;
- выравнивание распределение энерговыделения как по радиусу активной зоны реактора в целом, так и по сечению отдельных ТВС.

Такое название ВП получили потому, что исходные нуклиды, используемые в качестве выгорающих поглотителей и имеющие высокие сечения поглощения, после захвата нейтронов превращаются в нуклиды с зарядным небольшим сечением поглощения, что эквивалентно удалению поглотителя из активной зоны.

В идеале уменьшение концентрации выгорающего поглотителя при работе реактора должно было бы происходить так, чтобы скорость высвобождения реактивности при этом была равна скорости уменьшения начального запаса реактивности на выгорание и шлакование топлива с учетом воспроизводства. Однако, такого идеального соответствия в водо-водяных реакторах достичь не удастся, но все же положительный эффект от

применения выгорающих поглотителей весьма ощутим. Кроме существенного снижения начальной стартовой концентрации борной кислоты и ограничения диапазона изменения ее концентраций, положительный эффект состоит еще и в том, что профилированное размещение выгорающего поглотителя в активной зоне позволяет целенаправленно уменьшать неравномерность распределения плотности энерговыделения.

Характер изменения запаса реактивности $\rho_{\text{зап}}$ в условиях применения ВП будет определяться соотношением скоростей выгорания ^{235}U и выгорающего поглотителя, а это соотношение скоростей во многом зависит от способа размещения выгорающего поглотителя в активной зоне и свойств нуклидов. Способы размещения выгорающих поглотителей:

- размещение выгорающих поглотителей, при котором обеспечивается примерное равенство средних значений плотности потока нейтронов в ядерном топливе и в выгорающем поглотителе. Такой выгорающий поглотитель называют гомогенный выгорающий поглотитель ГВП (или неблокированными). Примером неблокированного размещения выгорающих поглотителей является их гомогенное перемешивание с ядерным топливом, введение их в виде присадок в материал кожухов ТВС или оболочек твэлов;

- блочное размещение выгорающих поглотителей, при котором их наружные слои экранируют внутренние, вследствие чего происходит постепенное обгорание этих поглощающих блоков. Такие выгорающие поглотители называются блокированными или самоэкранированными. Конструктивно они выполняются в виде отдельных абсолютно черных для нейтронов стержней, размещаемых внутри ТВС.

1.1 Использование Gd_2O_3 в качестве выгорающего поглотителя

В качестве выгорающего поглотителя в топливо ВВЭР-1000 добавляется Gd_2O_3 . Изотопный состав природного гадолиния и сечение поглощения

тепловых нейтронов при энергии 0,0253 эВ отдельных изотопов приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Изотопный состав природного гадолиния и тепловое сечение поглощения.

Изотоп	Массовая доля, %	Сечение, барн
152	0,2	1070
154	2,18	92,3
155	14,8	60000
156	20,47	1,7
157	15,65	254000
158	24,84	2
160	21,86	0,8

Среди изотопов гадолиния в качестве выгорающего поглотителя нейтронов наибольший интерес представляют изотопы, ^{155}Gd и ^{157}Gd . Использование в качестве выгорающего поглотителя природный гадолиний дает выгорания изотопов ^{155}Gd и ^{157}Gd , в следствии чего, могут возникнуть проблемы с реактивностью, которые проявляются во всем периоде выгорания оставшегося топлива. Так же изотопы ^{154}Gd и ^{156}Gd , при радиационном захвате нейтрона, переходят в изотопы ^{155}Gd и ^{157}Gd с значительно большими сечениями поглощения тепловых нейтронов. Если рассматривать со стороны «брутто-процесса», сечения поглощения тепловых нейтронов изотопами ^{154}Gd и ^{156}Gd следует считать вдвое большими в сравнении со значениями, приведёнными в таблице 1.

В лучшем случае нужно вместо 1 кг природного гадолиния использовать 0,304 кг чистого ^{157}Gd , убрав все чётные изотопы и заменив ^{155}Gd равным количеством ^{157}Gd . На самом деле нужным обогащением ^{155}Gd является до 60-70%. Такая замена может предоставить следующие важные факторы: остаточная реактивность устраняется примерно на 83%;

- не снижается теплопроводимость и температура плавления топливной смеси;

- устраняется экспоненциальный спад реактивности к концу цикла, обусловленного изотопом ^{155}Gd при выгорании ^{157}Gd (что повлекло бы за собой

увеличение остаточной реактивности). Если использовать гадолиний, обогащенный ^{157}Gd , становятся линейными ход выгорания и спад реактивности:

- появляется вероятность увеличить количество топлива взамен «нерабочей» части присадки, что в результате положительно влияет на стоимость топливного цикла;
- появляется возможность снять 5 % ограничение на предельно допустимое обогащение топлива энергетических реакторов, что позволяет увеличить количество делящегося урана в топливе и значительно улучшить затраты на полный топливный цикл.

1.2 Использование Er в качестве выгорающего поглотителя

Природный эрбий содержит 6, изотопов таблица 2. Основную роль в поглощении нейтронов играют изотопы ^{166}Er и ^{167}Er .

Таблица 2 – Содержание изотопов в природном эрбии

Атомный вес	162	164	166	167	168	170
Содержание, %	0,14	1,56	33,4	22,9	27,1	14,9

Сечение поглощения ^{167}Er имеет сильный резонанс при 0,47 эВ. Следующий резонанс этого изотопа лежит уже в области нескольких электрон-вольт, также как и резонансы ^{166}Er . Главным в процессе поглощения нейтронов является изотоп ^{167}Er , и именно его присутствием в топливе определяется величина парового эффекта реактивности. Выгорание ^{167}Er немного замедляется из-за присутствия ^{166}Er , поскольку при захвате нейтрона в ^{166}Er получается ^{167}Er . К концу кампании ТВС концентрация ^{167}Er уменьшается более чем в 10 раз, т.е. он выгорает почти полностью, что влияет на выравнивание мощности ТВС по кампании.

Гетерогенность реактора и наличие двух замедляющих нейтроны сред с разной температурой, являются двумя составляющими, которые связывают механизм воздействия эрбия на паровой эффект реактивности.

Гетерогенность приводит к тому, что спектры нейтронов в топливном канале и в замедлителе (графитовом блоке) в рабочих условиях довольно различаются. В графите спектр формируется в итоге замедления и термализации нейтронов и определяется характеристиками самого графита (температурой и плотностью). Не велико влияние топливного канала на формирование спектра в графите в тепловой и эпитепловой области энергий нейтронов (до 1 эВ).

Спектр нейтронов в канале, напротив, формируется и графитом и водой. В тепловой области энергий (ниже 0,5 эВ) спектр близок к Максвелловскому, средняя температура которого определяется количеством воды в канале. Температура воды в рабочем состоянии составляет 280 С. Средняя температура графита около 500°С. Несмотря на большое различие в объемах воды и графита, их вклад в формирование спектра сравним, т.е. спектр формируется как относительно горячим графитом, так и относительно холодной водой. Вода становится своего рода «барьером» на пути «горячих» нейтронов из графита, охлаждающимися перед достижением топлива.

Если каналы обезвоживаются, то вода на формирование спектра не влияет, а влияет только графит. Так как у графита температура на 200°С выше, чем у воды, то спектр нейтронов сдвигается в сторону более высоких энергий. Хотя и резонанс ^{167}Er находится в конце спектра Максвелла, поток нейтронов, приходящихся на область резонанса, при обезвоживании заметно увеличивается (приблизительно в 1,5 раза). В результате, сдвиг спектра в область более высоких энергий приводит к повышению поглощения в ^{167}Er , т.е. в присутствии эрбия появляется дополнительная отрицательная составляющая в эффекте обезвоживания ТК (или паровом коэффициенте реактивности). Представленный выше физический механизм действует почти мгновенно, т.к. характерное время формирования спектра сравнимо с временем жизни нейтрона.

Изменение спектра нейтронов и, как следствие, воздействие эрбия на паровой эффект реактивности тем сильнее, чем больше температура графита

(точнее разность температур графита и воды). Поэтому эрбий более эффективен в РБМК-1500. При падении мощности влияние эрбия на паровой эффект уменьшается. На маленьких уровнях мощности (во время пуска реактора и подъема мощности) эрбий действует как обычный (нерезонансный) поглотитель. По этой же причине эксперименты на холодных критстендах не показывают истинного влияния эрбия на эффект обезвоживания.

Проведенный анализ позволяет объяснить, почему эрбий является оптимальным резонансным поглотителем для уменьшения парового эффекта реактивности РБМК. Резонанс ^{177}Hf находится слишком далеко справа по энергетической оси. Изменение спектра при обезвоживании там слишком мало. Резонанс ^{176}Lu , наоборот, находится слишком близко к тепловому спектру. Кроме того, лютеций, как выгорающий поглотитель, плох тем, что изотопа ^{176}Lu мало в природной смеси (2,6 %), и он слабо выгорает, т.к. постоянно воспроизводится из ^{175}Lu . Европий в качестве выгорающего поглотителя в РБМК проигрывает эрбию из-за более сложного изотопного состава и худшего соотношения поглощения в резонансной и тепловой области (при примерно одинаковом расположении максимального резонанса). Таким образом, эрбий наиболее подходит для решения поставленной задачи.

1.3 Характеристики ядерного топлива

При взаимодействии нуклидов с низкоэнергетическими нейтронами которые испытывают деление называются делящимися изотопами. К таким изотопам относятся ^{235}U , ^{233}U , ^{239}Pu и ^{241}Pu , среди которых только первый из них есть в природе. Период полураспада остальных изотопов сравнительно мал и за время, прошедшее с момента образования во Вселенной химических элементов в процессе ядерного синтеза, они успели полностью распасться. ^{233}U образуется при захвате нейтронов сырьевым изотопом ^{232}Th , единственным стабильным изотопом тория. ^{239}Pu образуется аналогично из сырьевого изотопа ^{238}U . Более тяжелый делящийся изотоп ^{241}Pu образуется в результате двух

последовательных захватов нейтронов ядром ^{239}Pu . Поэтому он накапливается в работающем реакторе в сравнительно малых количествах.

Хотя при начальном образовании вещества во вселенной относительные количества изотопов ^{235}U и ^{238}U в естественном уране должны быть примерно одинаковыми, меньший период полураспада первого из них ($0,71 \cdot 10^9$ лет по сравнению с $4,5 \cdot 10^9$ лет) привел к тому, что к настоящему времени содержание ^{235}U в естественном уране очень сильно снизилось. Для наших задач можно пренебречь учетом незначительного количества ^{234}U , содержащегося в естественном уране.

Изотопы ^{238}U и ^{232}Th делятся только при взаимодействии с нейтронами, энергия которых выше "порога деления", равного примерно 1 МэВ. Только для изотопов с атомным номером 90 и выше пороговая энергия нейтронов достаточно низка, чтобы представлять практический интерес для ядерного реактора. Вклад ^{238}U и ^{232}Th в прямой выход нейтронов деления в реакторе на тепловых нейтронах очень мал, поскольку упругие и неупругие рассеяния нейтронов быстро уменьшают их энергию ниже порога деления. Основная роль этих изотопов в балансе нейтронов состоит в производстве более тяжелых делящихся изотопов при захвате ими нейтронов.

Эффективность делящегося изотопа характеризует параметр η – среднее число вторичных нейтронов деления, рожденных при поглощении ядром одного нейтрона, η определяется соотношением:

$$\eta = \frac{\nu \Sigma_{\phi}}{\Sigma_a}, \quad (1)$$

где ν – среднее число нейтронов, образующихся при одном делении;

Σ_a – макроскопическое сечение поглощения, равное сумме сечений захвата и деления.

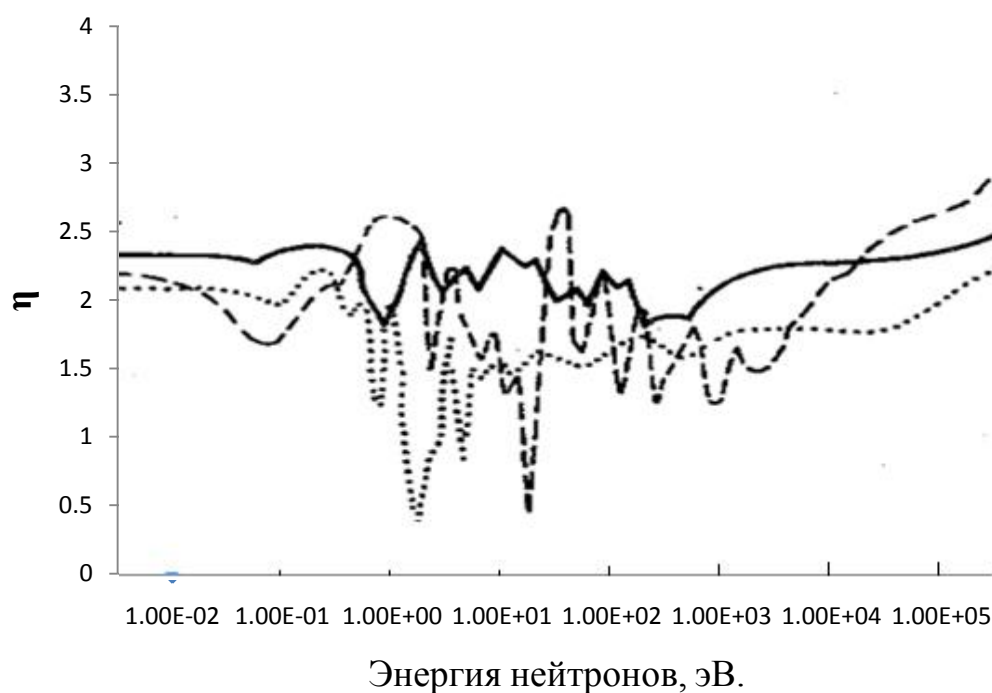


Рисунок 1. Зависимость η от энергии нейтронов для ^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu .

$$\eta = \nu \frac{\Sigma_f}{\Sigma_f + \Sigma_c} = \frac{\nu}{1 + \alpha}, \quad (2)$$

где α – отношение сечений захвата и деления.

Для всех делящихся изотопов ν почти не зависит от энергии налетающих нейтронов вплоть до 100 кэВ, а при более высоких энергиях слегка увеличивается с увеличением энергии нейтронов. Зависимость η от энергии нейтронов более сложная из-за изменения в области низких энергий отношения сечений захвата и деления α при изменении энергии нейтронов. На рисунке 1. показана зависимость от энергии нейтронов для делящихся изотопов ^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu . В таблице 3. для этих элементов приведены значения η ν α и сечений деления и захвата для тепловых нейтронов. Следует отметить, что хотя значение ν для ^{239}Pu при тепловой энергии нейтронов на 19% больше, чем для ^{235}U , значения η для этих элементов практически одинаковы из-за более высокого значения α для ^{239}Pu .

Таблица 3 – Значения η ν α и сечений деления и захвата для делящихся изотопов при тепловой энергии нейтронов

Делящийся изотоп	ν	η	σ_f	σ_c	α
^{233}U	2,49	2,285	531	48	0,090
^{235}U	2,42	2,07	582	99	0,170
^{239}Pu	2,87	2,11	742,5	269	0,362
^{241}Pu	2,93	2,145	1009	368	0,365

Из рисунка 1 следует, что в тепловой и промежуточной областях энергий нейтронов ^{233}U имеет наибольшее значение η , а при более высоких энергиях более эффективным топливом становится ^{239}Pu . Для того, чтобы осуществить расширенное воспроизводство топлива, т. е. чтобы при захвате нейтронов сырьевыми материалами производилось больше делящегося топлива, чем его потребляется при делениях, необходимо, чтобы η было больше 2. Однако практически из-за потери нейтронов вследствие их утечки и захвата нетопливными материалами значение η должно быть заметно больше 2, чтобы могло осуществиться расширенное воспроизводство. В реакторе на тепловых нейтронах расширенное воспроизводство возможно только при ^{233}U - ^{232}Th -топливном цикле, а при более высоких энергиях нейтронов расширенное воспроизводство возможно для всех четырех делящихся изотопов.

Эффективность процесса воспроизводства топлива измеряется коэффициентом конверсии, или коэффициентом воспроизводства.

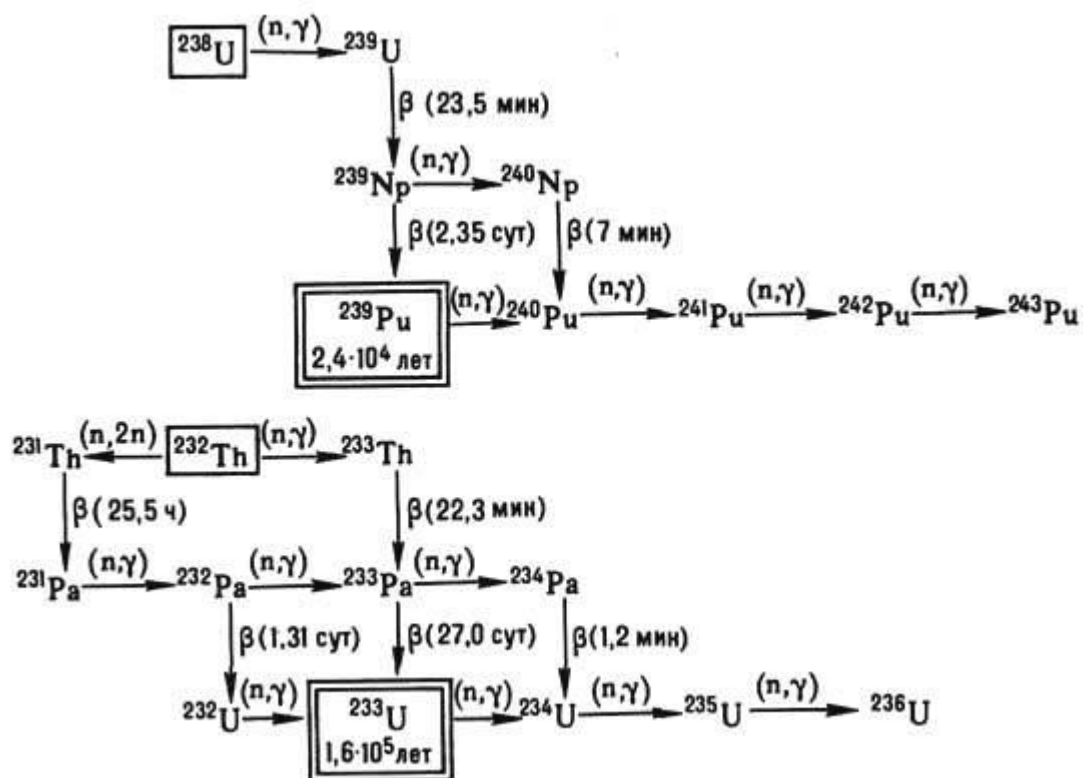


Рисунок 2. Схематическое изображение ^{238}U - ^{239}Pu и ^{232}Th - ^{233}U топливных циклов.

На рисунке 2 изображены процессы конверсии топлива для ^{238}U - ^{239}Pu и ^{232}Th - ^{233}U -циклов. Каждый из изотопов цепочки участвует в двух конкурирующих процессах: радиоактивном распаде и захвате нейтронов. Относительные скорости этих процессов зависят от уровня плотности потока нейтронов в топливе. Горизонтальные стрелки на этом рисунке изображают захват нейтронов, а радиоактивный распад изображен вертикальными стрелками, около которых указан период полураспада. Захват нейтронов можно охарактеризовать эффективным периодом полураспада, введенным аналогично периоду радиоактивного полураспада и таким же образом связанным со скоростью изменения концентрации соответствующего изотопа. Если N -число атомов данного изотопа в 1 см^3 активной зоны реактора, то скорость, с которой эти изотопы сгорают при захвате нейтронов, определяется соотношением:

$$\frac{dn}{dt} = -N\sigma_a\varphi \quad (3)$$

где ϕ -плотность потока нейтронов; σ_a -сечение поглощения нейтронов. Если это уравнение сравнить с уравнением радиоактивного распада:

$$\frac{dN}{dt} = -\lambda N, \quad (4)$$

то станет ясным, что $\sigma_a N$ эквивалентно постоянной распада λ . По аналогии с периодом радиоактивного полураспада ($T_{1/2}=0,693/\lambda$) время жизни по отношению к захвату нейтронов определяется выражением:

$$\frac{0,693}{\sigma_a \phi}, \quad (5)$$

Периоды радиоактивного полураспада ядер ^{238}U , ^{239}Pu , ^{232}Th , ^{233}U очень велики, поэтому их распадом за времена нахождения в реакторе можно пренебречь.

1.4 Смешанное уран-плутониевое топливо

На сегодняшний день, в связи с исчерпанием запасов ^{235}U все большее бросается на вид ^{239}Pu , как основа будущего топлива для реакторов, так как один грамм плутония эквивалентен 100 граммам извлеченного из ОЯТ урана, 1500-3000 кубометров природного газа, 2-4 тоннам угля или одной тонне нефти. В то же время плутоний считается опасным радиоактивным материалом, который может быть вовлечен в использование создания ядерных зарядов. Поэтому его накопление вызывает большую опасность. Проблема обращения с плутонием является частью общего процесса ядерного разоружения, в ходе которого в России и США высвобождаются значительные количества оружейных делящихся материалов высокообогащенного урана и плутония. Для создания ядерного топлива обычно идут двуокись плутония, смесь карбидов плутония с карбидами урана, сплавы плутония с металлами. Чаще он используется в качестве смеси с природным ураном или с ураном, слегка обогащенным ^{235}U .

Общее количество плутония, которое хранится в мире на начало 21-го века во всех формах, оценивается в 1239 тонн, из которых две трети находится в отработанном ядерном топливе АЭС. Уже сейчас более 120 тысяч тонн ОЯТ находится в хранилищах, а к 2020 году его будет 450 тысяч тонн. При этом: 250 т. это – оружейный плутоний, из которых 150 т. принадлежат России, 85-95 т. – США, 7,6 т. – Великобритании, 6-7 т. – Франции, 1,7-2,8 т. – Китаю, 300-500 кг. – Израилю, 150-250 кг. – Индии. Также было произведено 200 т. энергетического плутония: Франция – 70 т, у Великобритания – 50, Россия – 30, Япония – 21, Германия – 17, у США – 14,5, Аргентина – 6, Индия – 1 и т.д.

В настоящее время в мире работает 430 ядерных реакторов, из которых ежегодно выгружают около десяти тысяч тонн отработанного ядерного топлива (ОЯТ), содержащего 70 тонн плутония. Согласно оценкам 92 тонны оружейного плутония достаточно для замены 11040 тонн природного урана. 252 тонны энергетического плутония позволяет заменить 30240 тонн природного урана. В сентябре 2000 г., Соединённые Штаты и Россия подписали соглашение об утилизации оружейного плутония, согласно которому каждая страна утилизирует по 34 тонны этого материала в течение следующих двадцати пяти лет. Плутоний должен быть использован для изготовления МОКС-топлива. Важно помнить, что на пути перехода на МОКС есть существенное ограничение – МОКС-топливо можно изготавливать из реакторного плутония, но его нельзя разбавлять реакторным же ураном (т.е. с ураном, выделяемым из ОЯТ параллельно с плутонием)! Реакторный уран имеет изотопный состав, делающий его непригодным для дальнейшего использования. Поэтому в МОКС топливе реакторный плутоний разбавляют ураном никогда не бывавшим в реакторе, что, естественно, удорожает смешанное топливо и не позволяет утилизировать постреакторный уран.

Следует также учитывать, что для изготовления МОКС-топлива годится отнюдь не любой реакторный плутоний. Дело в том, что изотопы ^{239}Pu и ^{241}Pu хорошо делятся тепловыми нейтронами, поэтому «нечетный» плутоний и образуется, и одновременно «выгорает» в медленных реакторах, тогда как

«четные» изотопы накапливаются. Различия в ядерных свойствах изотопов приводят к изменению состава плутония, образующегося в разных реакторах и даже в разных зонах одного реактора. Изотопный состав плутония зависит и от времени пребывания уранового топлива в реакторе. На изготовление МОКСа идёт реакторный плутоний только определённого изотопного состава.

Для рецикла урана, т. е. для повторного его использования в реакторе, в ряде случаев требуется дообогащение регенированного урана, сопровождаемое разбавлением (смешиванием с природным ураном) в целях снижения высокого удельного содержания ^{236}U и весьма радиоактивного ^{232}U .

Рецикл накопленного плутония можно осуществлять путем его добавки (вместо ^{235}U) в урановое топливо, т. е. в природный слабообогащенный или обедненный (отвальный) уран для всей активной зоны или части (что не вызовет конструкционных переделок).

Замена Gd_2O_3 на PuO_2 осуществима лишь в условиях замкнутого топливного цикла, так как в этом случае предполагается, что топливный цикл включает в себя не только извлечения плутония из отработавшего топлива реакторов, но и надежные технологии для изготовления и обращения с твэлами в условиях высокой радиоактивности. Замена гадолиния на плутоний снижает реактивность активной зоны в начале кампании за счет поглощения нейтронов четными изотопами плутония и увеличивает глубину выгорания топлива в конце кампании в результате деления нечетных изотопов. Последнее может быть использовано для снижения обогащения урана, используемого в качестве топлива, или уменьшения количества единиц разделительных работ, необходимых при изготовлении загрузки. При сохранении обогащения топлива увеличивается кампания топливной загрузки, а значит, уменьшает количество перегрузок отработавшего топлива реактора, и надежность этих твэлов при большом выгорании. Однако, эти и подобные проблемы должны быть решены при переходе от открытого к замкнутому топливному циклу. Изотопный состав и количество плутония, который извлекается из отработавшего топлива энергетических реакторов, эксплуатируемых в условиях замкнутого топливного

цикла, могут зависеть от состава загружаемого топлива. Смесь изотопов плутония, которая получена из отработавшего топлива, находящихся на различных стадиях своего жизненного цикла, может быть использована в качестве выгорающего поглотителя для вновь вводимых в эксплуатацию действующих реакторов.

В случае использования гадолиния функции выгорающего поглотителя выполняются за счет относительно быстрого выгорания изотопов с большим сечением поглощения тепловых нейтронов. Такой же и даже больший эффект достигается за счет перехода в процессе кампании неделящихся четных изотопов плутония в делящиеся нечетные изотопы.

Уран-плутониевое топливо экономически выгоднее использовать для активных зон реакторов-размножителей на быстрых нейтронах, где неделящиеся изотопы плутония будут использоваться с пользой и где можно получить высокое значение коэффициента воспроизводства. Но в конце 70-х годов ранее прогнозированное развитие реакторов на быстрых нейтронах в мировой ядерной энергетике по ряду причин притормозилось, прежде всего из-за объемных запасов относительно недорогого природного урана для ядерного топливообеспечения на ближайшие 15-25 лет. К этому добавилось слабое развитие ядерной энергетики в промышленно развитых капиталистических странах и образовавшаяся неконкурентоспособность первых крупных АЭС с реакторами на быстрых нейтронах по сравнению с АЭС с реакторами на тепловых нейтронах из-за скачка стоимости в 2-2,5 раза производимой энергии и больших (в 1,5-2 раза) удельных капитальных затрат. Так же сюда необходимо добавить добавить неотработанность экономичной промышленной технологии химической переработки облученного смешанного топлива реакторов на быстрых нейтронах и его рефабрикации.

В тоже время успешная эксплуатация действующих радиохимических заводов показала эффективность регенерации отработавшего ядерного топлива АЭС с реакторами на тепловых нейтронах. В результате химической переработки уже накоплены и продолжают накапливаться значительные

количества плутония. Только во Франции в 1995 г. хранилось свыше 60 т. извлеченного из отработавшего топлива плутония. Из этого количества до 2000 г. только 20-30 % было использовано для загрузки в реакторы на быстрых нейтронах. Для экономного использования этих ресурсов в ряде стран с развитой ядерной энергетикой (Франция, Бельгия, Япония) развернуты экспериментальные исследования и разработки по применению смешанного уран-плутониевого топлива в реакторах PWR. Франция и Бельгия в 1984 г. создали специальную кампанию Comtax для рекламы и стимулирования сбыта ТВС из смешанного диоксида и запланировали сооружение специального завода для производства такого топлива. По мнению французских специалистов стоимость изготовления ТВС из смешанного диоксида для реактора PWR будет намного больше (в 3-5 раз), чем стоимость изготовления стандартных ТВС с обогащенным ураном. Но несмотря на это суммарные затраты, отнесенные на 1 кг. смешанного топлива, будут существенно меньше, чем топлива на обогащенном уране.

Исходя из расчетов французских специалистов (фирма EDF) использование смешанного топлива позволило после 1995 г. на 15% сократить расход природного урана и дало экономию в несколько миллионов франков. Само собой, экономия уранового топлива будет более значимой, если смешанное топливо будет использовано только в реакторах-размножителях, мощности которых должны быть достаточны, чтобы регенерированный плутоний не скапливался на складах. Эффективнее использовать плутоний для смешанного топлива без промедления, сразу после его извлечения, потому что ^{241}Pu спонтанно распадается с периодом 14,4 лет и переходит в гамма-активный ^{241}Am , что в результате делает сложным и дорогим обращение с ним и требует дистанционно управляемой технологии в условиях обеспеченной биологической защиты.

1.5 Коэффициент воспроизводства

В качестве основного делящегося вещества; образующего критическую массу, может быть взят один из четно-нечетных нуклидов урана и плутония или их смесь. Практически выбор ограничивается тремя нуклидами ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu . Воспроизводиться в реакторе в значительном количестве могут только ^{233}U и ^{239}Pu .

Если сжигается и воспроизводится в основном один делящийся нуклид, то топливный цикл реактора может быть замкнутым, поскольку реактор снабжает себя тем же горючим. Особый интерес представляет случай, когда в замкнутом цикле воспроизводится больше горючего, чем сжигается. Такой реактор называют размножителем. По виду сырьевого материала размножитель может быть урановым (его иногда называют плутониевым) и ториевым.

В том случае, когда сжигается один делящийся нуклид, а воспроизводится другой, говорят, что реактор работает в режиме конвертера, или переработчика.

Возможны четыре типа конвертеров:

- сжигается ^{235}U , воспроизводится ^{239}Pu ;
- сжигается ^{235}U , воспроизводится ^{233}U ;
- сжигается ^{239}Pu , воспроизводится ^{233}U ;
- сжигается ^{233}U , воспроизводится ^{239}Pu .

Кроме указанных возможны различные смешанные режимы. Отметим, что реактор, в котором сжигается и воспроизводится один и тот же нуклид, но воспроизводство неполное, строго говоря, нельзя отнести ни к переработчику, ни к размножителю. Для обозначения такого режима нет специального термина.

В настоящее время наиболее распространен режим переработчика ^{235}U - ^{239}Pu . К таким реакторам относится большинство энергетических реакторов на тепловых нейтронах. Первая загрузка реакторов БН-350 и БН-600 также соответствует режиму переработчика типа ^{235}U - ^{239}Pu . В смешанном режиме размножителя-переработчика работал первоначально реактор «Феникс», который затем был переведен в режим размножителя (бридера).

Ресурсы урана и тория на Земле сравнимы друг с другом, поэтому урановый и ториевый циклы заслуживают примерно одинакового развития. Тем не менее в настоящее время более разработана технология уранового цикла; Развитие РБН в основном ориентируется именно на урановый цикл. Главная причина этого заключается в том, что нейтронный баланс в РБН получается наиболее благоприятным в отношении воспроизводства ядерного горючего при работе на ^{239}Pu .

Для РБН режим ториевого размножителя в чистом виде имеет следующие недостатки:

- среднее сечение деления ^{232}Th в спектре активной зоны существенно меньше, чем сечение деления ^{238}U поэтому ухудшается энергетическое использование сырьевого нуклида;

- в интенсивном потоке нейтронов активной зоны РБН скорость распада промежуточного ядра ^{233}Pu оказывается сравнимой со скоростью поглощения нейтронов этим ядром, что приводит к выгоранию ^{233}Pu и ухудшению воспроизводства.

Применительно к РБН выгоднее осуществлять смешанный уран-ториевый цикл. При этом ^{238}U в качестве разбавителя и сырьевого материала используется в активной зоне, а ^{232}Th – в зонах воспроизводства, где поток нейтронов ниже.

Степень воспроизводства ядерного топлива принято характеризовать коэффициентом воспроизводства. Коэффициент воспроизводства (КВ) может быть определен как отношение скорости накопления основного делящегося нуклида к его же скорости выгорания. Обозначим через N_{χ}^j скорость изменения содержания нуклида j за счет процесса χ во всем объеме реактора V_p :

$$N_{\chi}^j = \int \int_{V_p} \sigma_{\chi, i} \cdot (r, E) \varphi(r, E) \rho_j(r) dE dV, \quad (6)$$

Тогда коэффициент воспроизводства по определению:

$$KB = N_c^c \cdot (N_c^r + N_f^r), \quad (7)$$

где индексы С и Г относятся соответственно к сырьевому и основному делящемуся нуклиду, (горючему).

Попытаемся оценить величину KB в реакторах различного типа. Составим полный баланс нейтронов в реакторе. Допустим, что реактор достаточно велик, чтобы считать утечку нейтронов из него пренебрежимо малой, тогда число рождающихся нейтронов будет приблизительно равно числу поглощаемых. Рассмотрим реактор, работающий по урановому циклу, т. е. сжигающий и производящий ^{239}Pu .

На один нейтрон, поглощенный плутонием, производится $(^{239}\eta - 1)$ избыточных нейтронов, $^{239}\eta = ^{239}\nu(1 + ^{239}\alpha)$. Кроме того, часть нейтронов производится за счет деления ^{238}U быстрыми нейтронами. Если обозначить число делений ^{238}U на один нейтрон, поглощенный плутонием, через $^{238}\epsilon$, то эта часть нейтронов будет равна $(^{238}\nu - 1)^{238}\epsilon$. Из этих нейтронов некоторая часть будет захвачена конструкционными материалами, теплоносителем и продуктами деления, а в реакторе на тепловых нейтронах еще и замедлителем. Можно считать, что остальные нейтроны будут использованы полезно, т. е. поглощены сырьевым материалом ^{238}U . Тогда:

$$KB = (\eta^{239} - 1) + (\nu^{238} - 1)\epsilon^{238} - \sum_j \frac{\rho_j}{\rho^{239}} \cdot \frac{\sigma_c^j}{\sigma_c^{239} + \sigma_f^{239}}, \quad (8)$$

где σ_c^j — средние сечения захвата, а индекс j относится ко всем материалам, кроме горючего и сырья, находящимся в активной зоне. Аналогичный вид имеют выражения для KB при других топливных режимах.

Таблица 4 – Величина $(\eta - 1)$ для различных видов горючего в области тепловых, промежуточных и быстрых нейтронах.

Нуклид	0,025 эВ	Резонансные нейтроны	0,2 МэВ	1 МэВ
--------	----------	----------------------	---------	-------

^{233}U	1,28	1,10	1,29	1,52
^{235}U	1,07	0,42	1,04	1,31
^{239}Pu	1,11	0,90	1,51	1,96

Основной вклад в величину КВ дает первый член в выражении (8). В таблице 4. представлены значения $(\eta-1)$ для различных видов топлива и энергий нейтронов.

Очевидно, что самое низкое воспроизводство в реакторах на промежуточных нейтронах а самое высокое в реакторах на быстрых нейтронах. Чтобы получить наибольшее воспроизводство в реакторах на медленных нейтронах, действующий спектр должен быть хорошо термализованным. Сделаем верхнюю оценку КВ для реактора на тепловых нейтронах со слабообогащенным ураном. Пусть это будет энергетический реактор с графитовым замедлителем, водяным теплоносителем и окисным топливом в циркониевой, оболочке. Можно полагать, что ^{238}U не будет превышать в этом реакторе 3%. Примем, что в среднем на одно ядро топлива приходится 10^4 ядер замедлителя ($\sigma_c = 3,5 \text{ мб}$), одна пара ядер продуктов деления ($\sigma_c = 60 \text{ б}$), 50 ядер циркония ($\sigma_c = 0,18 \text{ б}$) и 100 ядер водорода ($\sigma_c = 0,33 \text{ б}$). Оценка по формуле (8) дает для такого реактора:

- при работе на ^{233}U КВ=1,11;
- при работе на ^{235}U ПК=0,93;
- при работе на ^{239}Pu КВ=1,03.

Практически в энергетических реакторах на тепловых нейтронах, воспроизводство не получается расширенным, за исключением некоторых систем с ^{233}U . В современных реакторах на тепловых нейтронах с водяным и графитовым замедлителем, работающих в режиме ^{235}U - ^{239}Pu , ПК меньше 0,7.

2 Пароводяной энергетический ядерный реактор

2.1 Концепция пароводяного энергетического корпусного реактора

К настоящему времени преимущественное развитие в мировой ядерной энергетике получили легководные тепловые реакторы (ВВЭР, PWR, BWR). Созданная машиностроительная база и освоенная технология могут определить их доминирующую роль на ближайшую перспективу. В то же время современные проекты таких реакторов характеризуются существенными недостатками, к которым следует отнести следующие:

относительно большой запас реактивности в активной зоне;

- слабая защищенность от аварий типа LOCA;
- чувствительность к авариям с прекращением циркуляции теплоносителя;
- низкая эффективность топливоиспользования;
- невысокие параметры термодинамического цикла;
- низкий потенциал тепла, ограничивающий сферу применимости.

Тем не менее наивысшая на сегодняшний день экономичность АЭС на основе легководных реакторов, определяемая дешевизной и доступностью водной технологии, большим опытом разработок и эксплуатации, является мощным стимулом в пользу работ по их усовершенствованию. Отсюда вытекает актуальность создания таких концепций реакторов, которые могут использовать современную технологию и промышленную инфраструктуру легководных реакторов и в большей мере удовлетворять современным требованиям.

Один из путей усовершенствования и развития легководных реакторов заключается в существенном снижении плотности теплоносителя и переходе к пароводяному охлаждению реактора.

Идея использования водяного пара в качестве теплоносителя не нова — она обсуждалась еще на 1-й Женевской конференции по мирному использованию атомной энергии.

Возможность создания дешевого реакторного контура с применением в нем узлов и технологии, освоенных промышленностью, уже вызывали интерес к пароохлаждаемым быстрым реакторам. В 60-е годы в некоторых странах (США, ФРГ и др.) разработки таких реакторов, рассматриваемых с позиций альтернативных натриевым реакторам-размножителям, проводили активно. Однако не обеспечив существенного выигрыша перед натриевыми реакторами-размножителями, концепция пароохлаждаемых быстрых реакторов не получила завершенности, и к началу 70-х годов разработки таких реакторов во всех странах были прекращены. Дополнительно негативному отношению к ним способствовали недостаточная уверенность в безопасности АЭС из-за большого пустотного эффекта реактивности и отсутствие обоснования работоспособности твэлов, выдерживающих давление теплоносителя 18 МПа и рабочую температуру оболочек 650°C.

В последние годы произошли изменения в требованиях к АЭС, накоплен опыт эксплуатации твэлов в быстрых реакторах при высокой температуре и флюенсе, разработаны новые конструкционные материалы. Все это вместе с привлекательностью водной технологии привело к возрождению интереса к концепции парового охлаждения реактора.

Ключевым моментом концепции является применение для охлаждения реактора пароводяной смеси. Использование теплоты фазового перехода вода – пар существенно уменьшает массовый расход теплоносителя и обеспечивает эффективный теплосъем при небольшом подогреве теплоносителя (10-50 °C), температуре пара на выходе из реактора 360-400 C и давлении 10-16 МПа. Эффективный теплосъем позволяет иметь рабочую температуру оболочек твэлов 450-500°C и применить в качестве материала для оболочек малораспухающую сталь ферритно-мартенситного класса (типа ЭП-450). Высокие параметры пара на выходе из реактора повышают к.п.д. паротурбинного цикла до 35-37% и потенциально расширяют сферу применимости реакторов с охлаждением пароводяной смесью.

За счет выбора параметров пароводяной смеси удастся избежать кризиса теплообмена в активной зоне (работа в области закризисных параметров теплоносителя). Экспериментальные теплогидравлические исследования ТВС подтверждают возможность организации теплосъема необходимой эффективности пароводяной смесью с входным паросодержанием 0,35-0,4 при давлении 16 МПа.

Технические решения концепции пароводяного реактора основаны на опыте конструирования и эксплуатации корпусных реакторов под давлением ВВЭР и быстрых реакторов. В пароводяном реакторе предусматривается использование корпуса ВВЭР, рассчитанного на давление до 18 МПа. Петлевая компоновка первого контура предполагает наличие ГЦН, парогенераторов и гидроемкостей системы аварийного охлаждения реактора в каждой петле. Конструкции ТВС и ТВЭЛ аналогичны таковым для ТВС и ТВЭЛ быстрых реакторов. Схема атомной станции – двухконтурная (в принципе возможна и одноконтурная схема), оборудование первого контура расположено под защитной оболочкой.

Оригинальных решений и их обоснования требует система приготовления и раздачи пароводяной смеси. Рециркуляция пара через реактор может осуществляться как пародувками с отдельным контуром, так и водострунными циркуляторами (струйные насосы), встроенными в корпус реактора. В первом варианте пароводяная смесь готовится в специальных смешивающих устройствах соплового типа, размещенных на входе ТВС, во втором – непосредственно в струйных насосах. Воду в реактор подают ГЦН.

Анализ и оптимизация указанных решений не входит в задачу данной работы. Отметим, что уже проведенные экспериментальные исследования вселяют уверенность в разрешимость возникающих проблем.

Предварительный экономический анализ комплекса использования технических решений, проведенный путем сравнения материалоемкости основных функциональных узлов АЭС с ВВЭР и пароводяным энергетическим реактором, показал, что удельные капитальные затраты на сооружение

сопоставимы. Более того, повышенная энергонапряжённость оборудования пароводяного реактора уменьшает высоту корпуса реактора и габариты парогенераторов. Значительное снижение требуемого расхода воды в первом контуре уменьшает диаметр трубопроводов. Нет необходимости в компенсаторах давления и системе борного регулирования. Все это дает основание рассчитывать на дополнительное снижение капитальной составляющей стоимости за счет уменьшения удельной материалоемкости оборудования первого контура и строительных сооружений.

При разработке концепции пароводяного реактора была поставлена цель повысить безопасность. Ядерная безопасность такого реактора базируется в основном на внутренне присущих физических свойствах, которые достигаются путем выбора состава и размеров активной зоны, экранов и их компонентов, параметров теплоносителя, энергонапряжённости активной зоны, изотопного состава загружаемого топлива и стратегии перегрузок.

Следует отметить, что возможность изменения в широком диапазоне плотности теплоносителя в пароводяном реакторе дает большую свободу (в конструировании) эффектов реактивности, определяющих безопасность реактора:

нулевого или отрицательного пустотного эффекта реактивности; требуемой подкритичности реактора при заливе водой и создании тем самым дополнительных систем остановки реактора; минимальных запасов реактивности на выгорании топлива.

Как отмечалось, залив реактора водой является независимой системой воздействия на реактивность и обеспечивает отвод остаточного тепловыделения. В состоянии заливки реактор не может быть выведен в критическое состояние с помощью стержневой системы управления и защиты. Для этого теплоноситель должен быть прежде переведен в пароводяное состояние (например за счет энергии насосов).

Особенности спектра нейтронов в таком реакторе обеспечивают слабую чувствительность реактивности к изменению температуры теплоносителя (что

исключает возможность аварий с подключением «холодной» петли) и устраняют проблемы, связанные с эффектами ксенонового отравления и йодной ямы. Повышению безопасности способствует применение для ТВЭЛов стальных оболочек, обладающих высокой коррозионной стойкостью и прочностью и исключающих быстропротекающие химические реакции между теплоносителем и элементами конструкций.

Пароводяной реактор характеризуется энергетическим спектром нейтронов, в значительной степени сходным со спектром традиционных быстрых реакторов, но смещенным в область резонансов – быстрорезонансным спектром. Особенностью спектра является повышение доли нейтронов в области высокой ($E > 1,2$ МэВ) и резонансной ($E < 20-50$ кэВ) энергии. Быстрый резонансный характер спектра нейтронов и существенное изменение плотности теплоносителя в реакторе обуславливают тесную связь нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик и делают необходимым расчет детального пространственно-энергетического распределения нейтронов во всей области энергии с целью корректного учета гетерогенных и газокинетических эффектов, доплеровского эффекта, изменения изотопного состава по кампании. Особенно важен учет отмеченных эффектов при анализе переходных и аварийных режимов.

Характеристики пароводяного реактора в существенной степени зависят от шага решетки ТВЭЛов, плотности теплоносителя и доли паразитного захвата нейтронов в активной зоне. Особенности энергетического спектра создают условия для воспроизводства ядерного топлива с коэффициентом >1 , что позволяет работать реактору в режиме самообеспечения топливом. При этом максимальная глубина выгорания топлива достигает 7-10% тяж. ат. Высокий уровень воспроизводства в активной зоне обеспечивает небольшой запас реактивности для компенсации выгорания топлива (1-2%).

Исследования показали сильную зависимость пустотного эффекта реактивности от изотопного состава плутония в загружаемом топливе и динамики его изменения. Для его снижения предпочтительным является

изотопный состав плутония с наибольшим содержанием ^{241}Pu и наименьшим ^{240}Pu и ^{242}Pu . Однако в пароводяном реакторе содержание ^{241}Pu в равновесном изотопном составе невелико (около 6-7%), что предъявляет дополнительные требования к выбору изотопного состава загружаемого топлива, стратегии и длительности его облучения в реакторе.

Исследовали несколько вариантов реакторной установки электрической мощностью от 500 до 1500 МВт и различными параметрами пароводяной смеси (по паросодержанию, давлению) на входе в активную зону. Анализировали варианты комплексно - с учетом параметров безопасности, воспроизводства и теплогидравлических характеристик. Результаты разработок показали возможность обеспечения высокой безопасности для энергоблоков меньшей единичной мощности. Приведенные в таблице 5 характеристики одного из вариантов пароводяного реактора следует рассматривать как предварительные, требующие дополнительной проработки, оптимизации и экспериментального обоснования.

Таблица 5. Сравнительные характеристики водо-водяного и пароводяного реакторов.

Характеристики	Реактор	
	водо-водяной	пароводяной
Электрическая мощность, МВт.	1000	500
Высота/диаметр активной зоны, м.	3,53/3,12	1,0/2,3
Средняя энергонапряженность активной зоны, МВт/м ³	111	330
Удельная загрузка ядерного топлива, т/ГВт (эл.)	2,1	4
Среднее обогащение топлива, загружаемого в реактор в стационарном режиме работы, % тяж. ат.	4,4	10,7
Максимальная глубина выгорания топлива, % тяж. ат.	4,1	7,5
Топливо	UO ₂	(U-Pu)O ₂
Кампания реактора, эф. год	2,4	1,7
Коэффициент воспроизводства: по АЗ по реактору		0,95
	0,5	1,05
Запас реактивности на выгорание, % $\Delta k/k$	10-12	1,4
Доплеровский коэффициент реактивности, 1/°C	$-2.5 \cdot 10^{-5}$	$-1.8 \cdot 10^{-5}$
Мощностной коэффициент реактивности, 1/МВт	$-(5-7) \cdot 10^{-5}$	$-5 \cdot 10^{-6}$
Пустотный эффект реактивности (ПЭР), % $\Delta k/k$	<0	~0
Эффект реактивности при заливке, % $\Delta k/k$		-5,5
Средняя плотность теплоносителя в активной зоне, кг/м ³	714	140
Расход теплоносителя, кг/с	16600	2100
Давление теплоносителя, МПа	16	16
Температура теплоносителя, °C: на выходе на входе	290	347
	322	360
Максимальная температура оболочек твэлов (без факторов перегрева), °C	350	450
Массовое паросодержание на входе в реактор, %		40
КПД термодинамического цикла, %	33,3	36,0

Таким образом, рассмотренная концепция пароводяного энергетического реактора обеспечивает повышенную безопасность путем: снижения запаса избыточной реактивности на выгорание топлива;

введения дополнительной независимой системы воздействия на реактивность (заливка реактора водой);

ликвидации аварийных ситуаций, обусловленных несанкционированным захлаживанием теплоносителя;

повышения запасов устойчивости материалов активной зоны (отказ от использования циркония);

устранения проблем связанных с ксеноновым отравлением.

Особенности быстро-резонансного энергетического спектра нейтронов пароводяного реактора обуславливают высокую эффективность топливо-использования (вплоть до режима самообеспечения ядерным топливом), сокращение расхода топлива через реактор.

Использование современной технологии и машиностроительной базы легководных реакторов обеспечивает сравнимый уровень капитальных затрат на сооружение АЭС с пароводяным и водо-водяным реакторами. Возможность снижения материалоемкости первого контура и строительных сооружений за счет высокой эффективности теплосъема дает основание рассчитывать на уменьшение капитальной составляющей стоимости АЭС с пароводяным реактором. АЭС с таким реактором может быть рассчитана на работу как в конденсационном режиме, так и в режиме АТЭЦ или АСПТ.

Предварительные результаты исследований показали принципиальную возможность решения основных проблем, возникающих при практической реализации концепции. Это позволяет сделать вывод о реальности и перспективности предложенной концепции и целесообразности ее дальнейшей проработки.

3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение

Целью данного раздела является проектирование и создание конкурентоспособных разработок и технологий, отвечающих предъявляемым требованиям в области ресурсоэффективности и ресурсосбережения.

Достижение цели обеспечивается решением задач:

- разработка общей экономической идеи проекта, формирование концепции проекта;
- организация работ по научно-исследовательскому проекту;
- определение возможных альтернатив проведения научных исследований;
- планирование научно-исследовательских работ;
- оценки коммерческого потенциала и перспективности проведения научных исследований с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения;
- определение ресурсной (ресурсосберегающей), финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования.

В данной диссертационной работе был проведен анализ и расчет коэффициента размножения для реактора типа ВВЭР на уран-плутониевом топливе.

3.1 Потенциальные потребители результатов исследования

Результатом исследования является расчет коэффициента размножения для реактора на уран-плутониевом топливе и коэффициента конверсии.

Целевым рынком данного исследования будут являться государственные корпорации по атомной энергетике, атомная и смежные отрасли научной промышленности, МАГАТЭ а так же специализированные ВУЗы.

Сегментировать рынок услуг по разработке оптимальной методики расчета коэффициента размножения и коэффициента конверсии для реакторов на уран-плутониевом топливе. Результаты сегментирования представлены в рисунке 3.

		Определение коэффициента конверсии и коэффициента размножения для реакторов на уран-плутониевом топливе			
		Атомная промышленность	Научная отрасль	МАГАТЭ	Экспортный контроль
Потребность	Сильная				
	Слабая				

Рисунок 3 – Карта сегментирования рынка услуг по использованию оптимальной методики измерения

3.1.1 Анализ конкурентных технических решений

Как уже упоминалось выше, в данной работе определена наиболее удобная методика расчета реакторов на уран-плутониевом топливе. Таким образом, для анализа конкурентных технических решений стоит рассмотреть методы определения коэффициента размножения и коэффициента конверсии с помощью:

- программного пакета WIMS;
- программного пакета TIGRIS.

Оценочная карта анализа представлена в таблице 6. Позиция разработки и конкурентов оценивается по каждому показателю экспертным путем по пятибалльной шкале, где 1 – наиболее слабая позиция, а 5 – наиболее сильная. Веса показателей, определяемые экспертным путем, в сумме должны

составлять 1. Анализ конкурентных технических решений определяется по формуле:

$$K = \sum B_i \cdot B_i, \quad (15)$$

где K – конкурентоспособность научной разработки или конкурента;

B_i – вес показателя (в долях единицы);

B_i – балл i -го показателя.

Таблица 6 – Оценочная карта для сравнения конкурентных технических решений (разработок)

Критерии оценки	Вес критерия	Баллы			Конкурентоспособность		
		B_{ϕ}	$B_{\kappa 1}$	$B_{\kappa 2}$	K_{ϕ}	$K_{\kappa 1}$	$K_{\kappa 2}$
1	2	3	4	5	6	7	8
Технические критерии оценки ресурсоэффективности							
1. Повышение производительности труда пользователя	0,1	5	4	4	0,5	0,4	0,4
2. Удобство в эксплуатации	0,1	5	4	3	0,5	0,4	0,3
3. Энергоэкономичность	0,04	5	3	3	0,2	0,12	0,12
4. Надежность	0,05	5	4	4	0,25	0,2	0,2
5. Уровень шума	0,01	5	5	5	0,05	0,05	0,05
6. Безопасность	0,06	5	5	5	0,3	0,3	0,3
7. Потребность в материальных ресурсах	0,04	4	4	4	0,16	0,16	0,16
8. Функциональная мощность	0,05	5	4	3	0,25	0,2	0,15
9. Помехоустойчивость	0,07	5	3	3	0,35	0,21	0,21
10. Простота эксплуатации	0,1	5	4	4	0,5	0,4	0,4
Экономические критерии оценки эффективности							
1. Конкурентоспособность метода	0,03	5	4	4	0,15	0,12	0,12
2. Стоимость разработки	0,05	5	4	3	0,25	0,2	0,15
3. Предполагаемый срок эксплуатации	0,2	5	4	4	1	0,8	0,8
4. Финансирование разработанного метода	0,1	5	3	3	0,5	0,3	0,3
Итого	1				4,96	3,86	3,66

На основании представленного выше анализа можно сделать вывод, что разработанная в данной диссертационной работе методика является наиболее оптимальной для использования в практических целях. Конкурентные методы определения коэффициента размножения и коэффициента конверсии достаточно уязвимы, так как есть вероятность совершения ошибочного расчета по причине незнания программного кода и ошибки программного обеспечения

3.1.2 SWOT-анализ

SWOT – Strengths (сильные стороны), Weaknesses (слабые стороны), Opportunities (возможности) и Threats (угрозы) – представляет собой комплексный анализ научно-исследовательского проекта. SWOT-анализ применяют для исследования внешней и внутренней среды проекта.

Сильные стороны – это факторы, характеризующие конкурентоспособную сторону научно-исследовательского проекта. Сильные стороны свидетельствуют о том, что у проекта есть отличительное преимущество или особые ресурсы, являющиеся особенными с точки зрения конкуренции. Другими словами, сильные стороны – это ресурсы или возможности, которыми располагает руководство проекта и которые могут быть эффективно использованы для достижения поставленных целей.

Слабые стороны – это недостаток, упущение или ограниченность научно-исследовательского проекта, которые препятствуют достижению его целей. Это то, что плохо получается в рамках проекта или где он располагает недостаточными возможностями или ресурсами по сравнению с конкурентами.

Возможности включают в себя любую предпочтительную ситуацию в настоящем или будущем, возникающую в условиях окружающей среды проекта, например, тенденцию, изменение или предполагаемую потребность, которая поддерживает спрос на результаты проекта и позволяет руководству проекта улучшить свою конкурентную позицию.[17]

Угроза представляет собой любую нежелательную ситуацию, тенденцию или изменение в условиях окружающей среды проекта, которые имеют разрушительный или угрожающий характер для его конкурентоспособности в настоящем или будущем. [18]

В таблице 7 представлена интерактивная матрица проекта, в которой показано соотношение сильных сторон с возможностями, что позволяет более подробно рассмотреть перспективы разработки.

Таблица 7 – Интерактивная матрица проекта

Возможности проекта	Сильные стороны проекта				
	C1	C2	C3	C4	C5
B1	+	+	+	+	+
B2	+	+	+	+	+
B3	+	+	+	+	+
B4	+	+	+	+	—
B5	+	+	+	+	+

В матрице пересечения сильных сторон и возможностей имеет определенный результат: «плюс» – сильное соответствие сильной стороны и возможности, «минус» – слабое соотношение.

В результате была составлена итоговая матрица SWOT-анализа, представленная в таблице 8.

Таблица 8 – SWOT-анализ

	Сильные стороны проекта: C1. Актуальность выбранной темы. C2. Применение современного оборудования и программного кода. C3. Бюджетное финансирование C4. Наличие достоверных результатов измерений. C5. Возможность оптимизации измерительного процесса.	Слабые стороны проекта: Сл1. Отсутствие возможности проверки полученных расчетов на практике. Сл2. Ограниченное количество информации. Сл3. Отсутствие времени на расчет других типов реакторов. Сл4. Невысокая точность по сравнению с ПО. Сл5. Высокие затраты по времени, по сравнению с ПО.
Возможности: B1. Использование для исследований инфраструктуры НИ ТПУ. B2. Разработка рекомендаций по применению методики расчета для персонала. B3. Возможность создания новых условий для проведения эксперимента. B4. Поддержка развития атомной энергетики со стороны государства.	Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Сильные стороны и возможности»: 1. Полное обеспечение условий проведения экспериментов. 2. Появление дополнительного спроса и финансирования, обеспеченных актуальностью тематики и использованием современных программных кодов.	Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Слабые стороны и возможности»: 1. Отсутствие расчета других моделей реакторов. 2. Появление ошибки и как следствие недостоверных данных о реакторе.

Продолжение таблицы 8. – SWOT-анализ

Угрозы:	Результаты анализа интерактивной	Результаты анализа
---------	----------------------------------	--------------------

У1. Возможность выхода из строя компьютера. У2. Появление конкурентных методов расчета. У3. Задержка финансирования экспериментов. У4. Низкий спрос на результаты исследования или его отсутствие. У5. Разработка новейших методик расчета реактора.	матрицы проекта полей «Сильные стороны и угрозы»: 1. Частичная невозможность решения поставленной задачи без использования ПО.	интерактивной матрицы проекта полей «Слабые стороны и угрозы»: 1. Проведение подобных исследований другими людьми, развитие новейших методов расчета коэффициента размножения и коэффициента конверсии. Однако рассмотренные возможности проекта могут снизить влияние перечисленных выше недостатков.
--	---	---

Таким образом, выполнив SWOT-анализ можно сделать вывод, что на данный момент преимущества аналитического метода определения характеристик реактора значительно преобладают над её недостатками. Все имеющиеся несовершенства можно легко устранить, воспользовавшись перечисленными выше возможностями.

3.2 Планирование управления научно-техническим проектом

3.2.1 Иерархическая структура работ проекта

Иерархическая структура работ (ИСР) – детализация укрупненной структуры работ. В процессе создания ИСР структурируется и определяется содержание всего проекта.



Рисунок 4 – Иерархическая структура работ

3.2.2 Контрольные события проекта

Ключевые события исследовательского проекта, их даты и результаты приведены в таблице 9.

Таблица 9 – Контрольные события проекта

№	Контрольное событие	Дата	Результат (подтверждающий документ)
1	Разработка технического задания на НИР	1.02.2016	Приказ по ФТИ
2	Составление и утверждение технического задания	3.02.2016	Задание на выполнение исследования
3	Выбор направления исследований	5.02.2016	
4	Подбор и изучение материалов по теме	10.02.2016	Отчёт
5	Календарное планирование работ	12.02.2016	План работ
6	Изучение особенностей расчета коэффициентов	13.02.2016	Отчёт
7	Рассмотрение теории расчетов	14.02.2016	Отчёт
8	Проведение экспериментов	15.02.2016-30.03.2016	Отчёт
9	Выполнение расчётов и анализ полученных данных	28.03.2016	Отчёт
10	Обобщение и оценка результатов	30.03.2016	Отчёт

Продолжение таблицы 9 – Контрольные события проекта

11	Составление пояснительной записки	14.02.2016- 25.04.2016	Пояснительная записка
12	Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	26.04.2016	
13	Подготовка к защите	27.04.2016- 25.05.2016	

3.2.3 План проекта

В рамках планирования исследовательского проекта построен календарный план-график с помощью диаграммы Ганта. В данном случае работы по теме представляются протяженными во времени отрезками, характеризующимися датами начала и окончания выполнения работ.

Линейный график представлен в таблице 10.

Таблица 10 – Календарный план проекта

Код работы	Название	Длительность, дни	Дата начала работ	Дата окончания работ	Состав участников
1	Разработка технического задания	2	1.02.2016	3.02.2016	Руководитель
2	Составление и утверждение технического задания	2	3.02.2016	5.02.2016	Руководитель
3	Выбор направления исследований	5	5.02.2016	10.02.2016	Руководитель, студент
4	Подбор и изучение материалов по теме	2	10.02.2016	12.02.2016	Студент
5	Календарное планирование работ	1	12.02.2016	13.02.2016	Руководитель, студент
6	Изучение особенностей расчета коэффициентов	1	13.02.2016	14.02.2016	Студент
7	Рассмотрение теории расчетов	1	14.02.2016	14.02.2016	Студент

Продолжение таблицы 10 – Календарный план проекта

Продолжение таблицы 11 – Календарный план-график проведения научного исследования

6	Изучение методики расчета	Студент	1		■												
7	Рассмотрение теории расчетов	Студент	1		■												
8	Проведение экспериментов	Студент	45		■	■	■	■	■	■							
9	Выполнение расчётов и анализ полученных данных	Студент	2							■							
10	Обобщение и оценка результатов	Руководитель, студент	1							▨	■						
11	Составление пояснительной записки	Студент	72		■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■		
12	Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	Руководитель, студент	1									▨	■				
13	Подготовка к защите	Студент	29											■	■	■	■



Руководитель



Студент

3.3 Бюджет научного исследования

При планировании бюджета исследования должно быть обеспечено полное и достоверное отражение всех видов расходов, связанных с его выполнением. В процессе формирования бюджета используется следующая группировка затрат по статьям:

- материальные затраты;
- затраты на специальное оборудование для научных (экспериментальных) работ;
- основная заработная плата исполнителей темы;

- дополнительная заработная плата исполнителей темы;
- отчисления во внебюджетные фонды (страховые отчисления);
- затраты научные и производственные командировки;
- контрагентные расходы;
- накладные расходы.

3.3.1 Расчёт материальных затрат

Расчет материальных затрат осуществляется по следующей формуле:

$$Z_m = (1 + k_T) \cdot \sum_{i=1}^m \Pi_i \cdot N_{\text{расхи}}, \quad (16)$$

где m – количество видов материальных ресурсов, потребляемых при выполнении научного исследования;

$N_{\text{расхи}}$ – количество материальных ресурсов i -го вида, планируемых к использованию при выполнении научного исследования (шт., кг, м, м² и т.д.);

Π_i – цена приобретения единицы i -го вида потребляемых материальных ресурсов (руб./шт., руб./кг, руб./м, руб./м² и т.д.);

k_T – коэффициент, учитывающий транспортно-заготовительные расходы, принимаются в пределах 15-25 % от стоимости материалов. [19]

Таблица 12 – Материальные затраты

Наименование	Марка, размер	Количество	Цена за единицу, руб.	Сумма, руб.
Электроэнергия	–	480 кВт·ч	2,05	984
Бумага	SvetoCopy	110	0,38	41,8
Печать на листе А4	–	110	1,5	165
Ручка	Pilot BPS-GP	1	50	50
Доступ в интернет	–	4 месяца	350	1400
Всего за материалы				2640,8
Транспортно-заготовительные расходы				0
Итого по статье C_m				2640,8

3.3.2 Расчёт затрат на специальное оборудование для научных (экспериментальных работ)

В данную статью включают все затраты, связанные с приобретением специального оборудования, необходимого для проведения работ по конкретной теме.

Затраты на амортизацию оборудования рассчитываются по формуле:

$$C_{\text{аморт}} = C_{\text{об}} / T, \quad (17)$$

где $C_{\text{об}}$ – стоимость оборудования (руб);

T – срок службы (дней).

$$C_{\text{аморт}} = 40000 / 1825 = 81,11 \text{ руб/дн.}$$

Оборудование использовалось в течение 45 дней, таким образом, затраты на оборудование:

$$C_{\text{аморт(общ)}} = 81,11 \cdot 45 = 3650 \text{ руб.}$$

3.3.3 Основная заработная плата исполнителей темы

Статья включает основную заработную плату работников, непосредственно занятых выполнением проекта, (включая премии, доплаты) и дополнительную заработную плату.

$$C_{\text{зп}} = Z_{\text{осн}} + Z_{\text{доп}}, \quad (18)$$

где $Z_{\text{осн}}$ – основная заработная плата;

$Z_{\text{доп}}$ – дополнительная заработная плата.

Основная заработная плата ($Z_{\text{осн}}$) руководителя рассчитывается по следующей формуле:

$$Z_{\text{осн}} = Z_{\text{дн}} \cdot T_{\text{раб}}, \quad (19)$$

где $T_{\text{раб}}$ – продолжительность работ, выполняемых научно-техническим работником, раб.дн.

$Z_{\text{дн}}$ – среднедневная заработная плата работника, руб.

Среднедневная заработная плата рассчитывается по формуле

$$Z_{\text{дн}} = (Z_{\text{м}} \cdot M) / F_{\text{д}}, \quad (20)$$

Где $Z_{\text{м}}$ – месячный должностной оклад работника, руб.;

M – количество месяцев работы без отпуска в течение года:

- при отпуске в 24 раб. дня $M=11,2$ месяца, 5-дневная неделя;
- при отпуске в 48 раб. дней $M=10,4$ месяца, 6-дневная неделя;

$F_{\text{д}}$ – действительный годовой фонд рабочего времени научно-технического персонала, раб. дн. (таблица 13).

Таблица 13 – Баланс рабочего времени

Показатели рабочего времени	Руководитель	Студент
Календарное число дней	365	365
Количество нерабочих дней:		
– выходные дни;	52	104
– праздничные дни	14	14
Потери рабочего времени:		
– отпуск;	48	24
– невыходы по болезни	–	–
Действительный годовой фонд рабочего времени	251	223

Студент во время прохождения преддипломной практики получает стипендию, равную 5070 руб/мес. Среднедневная стипендия (оплата) составляет:

$$Z_{\text{дн}} = (5070 \cdot 11,2) / 223 = 254,6 \text{ руб/д.}$$

Основной заработок студента за время преддипломной практики составляет:

$$Z_{\text{оснстуд}} = 254,6 \cdot 45 = 11457 \text{ руб.}$$

Основная заработная плата научного руководителя рассчитывается на основании отраслевой оплаты труда. Отраслевая система оплаты труда в ТПУ предполагает следующий состав заработной платы:

- оклад – определяется предприятием. В ТПУ оклады распределены в соответствии с занимаемыми должностями, например, ассистент, ст. преподаватель, доцент, профессор.

- стимулирующие выплаты – устанавливаются руководителем подразделений за эффективный труд, выполнение дополнительных обязанностей и т.д.

- иные выплаты: районный коэффициент.

Руководителем данной научно-исследовательской работы является сотрудник с должностью старшего преподавателя. Оклад доцента составляет 23264 рубля.

Надбавки к заработной плате за научную степень составляют 15000 рублей (надбавки учёного совета), также районный коэффициент по Томску равен 1,3.

Основная заработная плата научного руководителя:

$$З_{\text{осн}} = (23264 + 15000) \cdot 1,3 + 1000 = 45243 \text{ руб/месяц.}$$

Среднедневная заработная плата научного руководителя:

$$З_{\text{дн}} = (45243 \cdot 10,4) / 251 = 1874,61 \text{ руб/д,}$$

3.3.4 Дополнительная заработная плата исполнителей темы

Затраты по дополнительной заработной плате исполнителей темы учитывают величину предусмотренных Трудовым кодексом РФ доплат за отклонение от нормальных условий труда, а также выплат, связанных с обеспечением гарантий и компенсаций.

Дополнительная заработная плата рассчитывается исходя из 10-15% от основной заработной платы работников, непосредственно участвующих в выполнении темы:

$$З_{\text{доп}} = k_{\text{доп}} \cdot З_{\text{осн}}, \quad (21)$$

где $З_{\text{доп}}$ – дополнительная заработная плата, руб.;

$k_{\text{доп}}$ – коэффициент дополнительной заработной платы;

$З_{\text{осн}}$ – основная заработная плата, руб.

Примем коэффициент дополнительной заработной платы равным 0,15 для научного руководителя и 0,1 для студента. Результаты расчёта основной и

дополнительной заработной платы исполнителей научного исследования представлены в таблице 14.

Таблица 14 – Заработная плата исполнителей исследовательской работы

Заработная плата, руб.	Руководитель	Студент
Основная зарплата	45243	11457
Дополнительная зарплата	6786,45	1145,7
Зарплата исполнителя	52029	12602,7
Итого по статье $C_{зп}$	64631	

3.3.5 Отчисления во внебюджетные фонды

Размер отчислений во внебюджетные фонды составляет 27,1 % от суммы затрат на оплату труда работников, непосредственно занятых выполнением исследовательской работы. [20]

Величина отчислений во внебюджетные фонды определяется исходя из следующей формулы:

$$C_{внеб} = k_{внеб} \cdot (З_{осн} + З_{доп}), \quad (22)$$

где $k_{внеб}$ – коэффициент отчислений на уплату во внебюджетные фонды (пенсионный фонд, фонд обязательного медицинского страхования и пр.).

Величина отчислений во внебюджетные фонды составляет:

$$C_{внеб} = 0,271 \cdot (52029) = 14099,85.$$

3.3.6 Накладные расходы

В эту статью включаются затраты на управление и хозяйственное обслуживание, которые могут быть отнесены непосредственно на конкретную тему. Кроме того, сюда относятся расходы по содержанию, эксплуатации и ремонту оборудования, производственного инструмента и инвентаря, зданий, сооружений и др.

Расчет накладных расходов ведется по следующей формуле:

$$C_{накл} = k_{накл} \cdot (З_{осн} + З_{доп}), \quad (23)$$

где $k_{накл}$ – коэффициент накладных расходов.

Накладные расходы в ТПУ составляют 25-35 % от суммы основной и дополнительной зарплаты работников, участвующих в выполнении темы. Примем $k_{\text{накл}} = 30 \%$.

Накладные расходы составляют:

$$C_{\text{накл}} = 0,3 \cdot (52029) = 15608,7 \text{ руб.}$$

3.3.7 Формирование бюджета затрат исследовательского проекта

Рассчитанная величина затрат научно-исследовательской работы является основой для формирования бюджета затрат проекта, который при формировании договора с заказчиком защищается научной организацией в качестве нижнего предела затрат на разработку научно-технической продукции.

Определение бюджета затрат на научно-исследовательский проект по каждому варианту исполнения приведен в таблице 15.

Таблица 15 – Расчёт бюджета затрат исследовательского проекта

Наименование статьи	Сумма, руб
1. Материальные затраты исследования	2640,8
2. Затраты на специальное оборудование	3650
3. Затраты по основной заработной плате исполнителей темы	56700
4. Затраты по дополнительной заработной плате исполнителей темы	7931
5. Отчисления во внебюджетные фонды	14099
6. Накладные расходы	15608
Бюджет затрат исследования	100628

3.4 Организационная структура проекта

Организационная структура проекта представляет собой временное структурное образование, создаваемое для достижения поставленных целей и задач проекта и включающее в себя всех участников процесса выполнения работ на каждом этапе.

Данной исследовательской работе соответствует функциональная структура организации. То есть организация рабочего процесса выстроена иерархически: у каждого участника проекта есть непосредственный

руководитель, сотрудники разделены по областям специализации, каждой группой руководит компетентный специалист (функциональный руководитель). Организационная структура научного проекта представлена на рисунке 5.



Рисунок 5 – Организационная структура научного проекта

3.5 Матрица ответственности

Степень ответственности каждого члена команды за принятые полномочия регламентируется матрицей ответственности. Матрица ответственности данного проекта представлена в таблице 16.

Степень участия в проекте характеризуется следующим образом:

- ответственный (О) – лицо, отвечающее за реализацию этапа проекта и контролирующее его ход;
- исполнитель (И) – лицо (лица), выполняющие работы в рамках этапа проекта. Утверждающее лицо (У) – лицо, осуществляющее утверждение результатов этапа проекта (если этап предусматривает утверждение);
- согласующее лицо (С) – лицо, осуществляющее анализ результатов проекта и участвующее в принятии решения о соответствии результатов этапа требованиям.

Таблица 16– Матрица ответственности

Этапы проекта	Научный руководитель	Консультант раздела «Финансовый менеджмент»	Консультант раздела «Соответственность»	Консультант по языковому разделу	Студент
Разработка технического задания	О				
Составление и утверждение технического задания	О				
Выбор направления исследований	О				И
Подбор и изучение материалов по теме	С				И
Календарное планирование работ	О				И
Изучение методики расчета реактора					И
Рассмотрение теории расчетов					И
Проведение экспериментов	О				И
Выполнение расчётов и анализ полученных данных	О				И
Выполнение оценки ресурсоэффективности и ресурсосбережения		С			И
Выполнение раздела по социальной ответственности			С		И
Выполнение перевода части работы на английский язык				С	И
Обобщение и оценка результатов	С				И
Составление пояснительной записки	С				И
Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	С				И
Подготовка к защите	О				И

3.6 Определение ресурсной (ресурсосберегающей), финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования

Определение эффективности происходит на основе расчета интегрального показателя эффективности научного исследования. Его нахождение связано с определением двух средневзвешенных величин: финансовой эффективности и ресурсоэффективности.

Интегральный показатель финансовой эффективности научного исследования получают в ходе оценки бюджета затрат трех (или более) вариантов исполнения научного исследования представлены в таблице 17. Для

этого наибольший интегральный показатель реализации технической задачи принимается за базу расчета (как знаменатель), с которым соотносятся финансовые значения по всем вариантам исполнения.

Интегральный финансовый показатель разработки определяется:

$$I_{\text{финр}}^{\text{исп.}i} = \frac{\Phi_{\text{pi}}}{\Phi_{\text{max}}}, \quad (24)$$

где $I_{\text{финр}}^{\text{исп.}i}$ – интегральный финансовый показатель разработки;

Φ_{pi} – стоимость i -го варианта исполнения;

Φ_{max} – максимальная стоимость исполнения научно-исследовательского проекта (в т.ч. аналоги).

Полученная величина интегрального финансового показателя разработки отражает соответствующее численное увеличение бюджета затрат разработки в размах (значение больше единицы), либо соответствующее численное удешевление стоимости разработки в размах (значение меньше единицы, но больше нуля).

Так как разработка имеет одно исполнение, то:

$$I_{\text{финр}}^{\text{р}} = \frac{\Phi_{\text{р}}}{\Phi_{\text{max}}} = \frac{76529,2}{76529,2} = 1,$$

Для аналогов (с использованием ПО, которое стоит 10000 руб и 15000 руб) соответственно:

$$I_{\text{финал}}^{\text{a1}} = \frac{\Phi_{\text{a1}}}{\Phi_{\text{max}}} = \frac{110628}{100628} = 1,19,$$

$$I_{\text{финал}}^{\text{a1}} = \frac{\Phi_{\text{a1}}}{\Phi_{\text{max}}} = \frac{120628}{100628} = 1,09,$$

Интегральный показатель ресурсоэффективности вариантов исполнения объекта исследования можно определить следующим образом:

$$I_{\text{pi}} = \sum a_i \cdot b_i, \quad (25)$$

где I_{pi} – интегральный показатель ресурсоэффективности для i -го варианта исполнения разработки;

a_i – весовой коэффициент i -го варианта исполнения разработки;

b_i^a, b_i^p – бальная оценка i -го варианта исполнения разработки, устанавливается экспертным путем по выбранной шкале оценивания;

n – число параметров сравнения.

Расчёт интегрального показателя ресурсоэффективности представлен ниже.

$$I_{\text{тп}} = 5 \cdot 0,25 + 5 \cdot 0,2 + 5 \cdot 0,05 + 5 \cdot 0,2 + 5 \cdot 0,15 + 5 \cdot 0,15 = 5,$$

$$\text{Аналог 1} = 3 \cdot 0,25 + 3 \cdot 0,2 + 3 \cdot 0,05 + 2 \cdot 0,2 + 4 \cdot 0,15 + 4 \cdot 0,15 = 3,1,$$

$$\text{Аналог 2} = 3 \cdot 0,25 + 3 \cdot 0,2 + 2 \cdot 0,05 + 2 \cdot 0,2 + 3 \cdot 0,15 + 4 \cdot 0,15 = 2,9.$$

Таблица 17 – Сравнительная оценка характеристик вариантов исполнения проекта

Критерии \ ПО	Весовой коэффициент параметра	Текущий проект	Аналог 1	Аналог 2
1. Способствует росту производительности труда пользователя	0,25	5	3	3
2. Удобство в эксплуатации (соответствует требованиям потребителей)	0,2	5	3	3
3. Помехоустойчивость	0,05	5	3	2
4. Энергосбережение	0,2	5	2	2
5. Надёжность	0,15	5	4	3
6. Материалоёмкость	0,15	5	4	4
ИТОГО	1	5	3,1	2,9

Интегральный показатель эффективности вариантов исполнения разработки ($I_{\text{финр}}^p$) и аналога ($I_{\text{финаi}}^{ai}$) определяется на основании интегрального показателя ресурсоэффективности и интегрального финансового показателя по формуле:

$$I_{\text{финр}}^p = \frac{I_m^p}{I_{\text{финр}}^p}, \quad (26)$$

$$I_{\text{финаi}}^{ai} = \frac{I_m^{ai}}{I_{\text{финаi}}^{ai}}, \quad (27)$$

В результате:

$$I_{\text{финр}}^p = \frac{5}{1} = 5,$$

$$I_{\text{фина1}}^{a1} = \frac{3,1}{1,09} = 2,84,$$

$$I_{\text{фина2}}^{a2} = \frac{2,9}{1,19} = 2,4.$$

Сравнение интегрального показателя эффективности текущего проекта и аналогов позволит определить сравнительную эффективность проекта.

Сравнительная эффективность проекта:

$$\mathcal{E}_{\text{ср}} = \frac{I_{\text{финр}}^p}{I_{\text{финаi}}^{ai}}, \quad (28)$$

Результат вычисления сравнительной эффективности проекта и сравнительная эффективность анализа представлены в таблице 18.

Таблица 18 – Сравнительная эффективность разработки

№	Показатели	Аналог 1	Аналог 2	Разработка
1	Интегральный финансовый показатель разработки	1,09	1,19	1
2	Интегральный показатель ресурсоэффективности разработки	2,84	2,4	5
3	Интегральный показатель эффективности	2,95	2,5	5
4	Сравнительная эффективность вариантов исполнения	1,69	2	1

Таким образом, основываясь на определении ресурсосберегающей, финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования, проведя необходимый сравнительный анализ, можно сделать вывод о превосходстве аналитического метода расчета над аналогами