

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-энергетические установки

МАГИСТЕРСКАЯ ДИССЕРТАЦИЯ

Тема работы
Использование периферийных каналов реактора ИРТ-Т для наработки ⁹⁹ Mo УДК 621.039.8:621.039.51

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM5B	Бондаренко Е.А.		

Руководитель

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент каф. ФЭУ ФТИ	Наймушин А.Г.	к.ф.-м.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.		

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 радиоэкологии, 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 14.04.02 Ядерная физика и технологии
Кафедра Физико-энергетические установки

УТВЕРЖДАЮ:
Зав. кафедрой ФЭУ
_____ Долматов О.Ю.
(Подпись) (Дата) (Ф.И.О.)

ЗАДАНИЕ
на выполнение выпускной квалификационной работы

В форме:

Магистерской диссертации

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

Студенту:

Группа	ФИО
0AM5B	Бондаренко Евгений Анатольевич

Тема работы:

Использование периферийных каналов реактора ИРТ-Т для наработки ⁹⁹ Mo	
Утверждена приказом директора (дата, номер)	

Срок сдачи студентом выполненной работы:	08.06.2017
--	------------

ТЕХНИЧЕСКОЕ ЗАДАНИЕ:

Исходные данные к работе <i>(наименование объекта исследования или проектирования; производительность или нагрузка; режим работы (непрерывный, периодический, циклический и т. д.); вид сырья или материал изделия; требования к продукту, изделию или процессу; особые требования к особенностям функционирования (эксплуатации) объекта или изделия в плане безопасности эксплуатации, влияния на окружающую среду, энергозатратам; экономический анализ и т. д.).</i>	- Реактор ИРТ-Т мощностью 6 МВт - Нарботка ⁹⁹Mo в экспериментальном канале в периферийном отражателе - Мишень из оксида молибдена MoO₃ - Время облучения 7 дней - Сравнение активности наработанного ⁹⁹Mo в периферийном канале с активностью изотопа наработанного в центральном канале
---	---

Перечень подлежащих исследованию, проектированию и разработке вопросов <i>(аналитический обзор по литературным источникам с целью выяснения достижений мировой науки техники в рассматриваемой области; постановка задачи исследования, проектирования, конструирования; содержание процедуры исследования, проектирования, конструирования; обсуждение результатов выполненной работы; наименование дополнительных разделов, подлежащих разработке; заключение по работе).</i>	- Обзор литературы - Определение оптимального расположения периферийного канала для наработки ^{99}Mo - Расчет активности ^{99}Mo наработанного в периферийном канале - Анализ полученных результатов
Перечень графического материала <i>(с точным указанием обязательных чертежей)</i>	- Презентация - Устройство выемной части ГЦН
Консультанты по разделам выпускной квалификационной работы <i>(с указанием разделов)</i>	
Раздел	Консультант
Расчет наработки ^{99}Mo в периферийном канале реактора ИРТ-Т	Наймушин А.Г.
Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение	Верховская М.В.
Социальная ответственность	Гоголева Т.С.
Названия разделов, которые должны быть написаны на иностранном языке:	
Приложение А	

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

Задание выдал руководитель:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент каф. ФЭУ ФТИ	Наймушин А.Г.	к.ф.-м.н		

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM5B	Бондаренко Евгений Анатольевич		

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

Студенту:

Группа	ФИО
0AM5B	Бондаренко Евгений Анатольевич

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

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
0AM5B	Бондаренко Евгений Анатольевич		

ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА «СОЦИАЛЬНАЯ ОТВЕТСТВЕННОСТЬ»

Студенту:

Группа	ФИО
0AM5B	Бондаренко Евгений Анатольевич

Институт		Кафедра	
Уровень образования	Магистратура	Направление/специальность	14.04.02 Ядерные физика и технологии

Исходные данные к разделу «Социальная ответственность»:

1. Описание рабочего места (рабочей зоны) на предмет возникновения:	– вредных проявлений факторов производственной среды (микроклимат, освещение, шумы, вибрации, электромагнитные поля, ионизирующее излучение); – опасных проявлений факторов производственной среды (электрической, пожарной и взрывной природы).
2. Знакомство и отбор законодательных и нормативных документов по теме	– электробезопасность; – пожаровзрывобезопасность; – требования охраны труда при работе на ПЭВМ.

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

1. Анализ выявленных вредных факторов проектируемой производственной среды в следующей последовательности:	– действие фактора на организм человека; – приведение допустимых норм с необходимой размерностью (со ссылкой на соответствующий нормативно-технический документ); – предлагаемые средства защиты (коллективные и индивидуальные).
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
0AM5B	Бондаренко Евгений Анатольевич		

РЕФЕРАТ

Выпускная квалификационная работа 93 с., 14 рис., 17 табл., 20 источников, 1 прил.

Ключевые слова: радионуклид, радиофармпрепарат, ядерный реактор, экспериментальный канал, молибден, активность, нейтронный поток, генератор технеция.

Объектом исследования является (ются) наработка изотопа ^{99}Mo в периферийном канале реактора ИРТ-Т.

Цель работы – анализ возможности наработки изотопа ^{99}Mo в периферийном канале реактора ИРТ-Т.

В процессе исследования проводились определение оптимального расположения периферийного канала для облучения ^{99}Mo и расчет активности изотопа наработанного в периферийном канале в пакете MCU-PTR.

В результате исследования было определено оптимальное место расположения периферийного канала для облучения ^{99}Mo и получено значение активности изотопа ^{99}Mo наработанного в данном канале.

Основные конструктивные, технологические и технико-эксплуатационные характеристики: реактор ИРТ-Т мощностью 6 МВт, мишень из оксида молибдена MoO_3 облучалась в экспериментальном канале радиусом 36 мм в течение 7 дней.

Степень внедрения: в настоящее время на реакторе ИРТ-Т изотоп ^{99}Mo успешно нарабатывается в центральных каналах, постоянно проводятся исследовательские работы с целью повышения эффективности наработки.

Область применения: ядерная медицина, медицинская диагностика, атомная промышленность.

Экономическая эффективность/значимость работы высока в связи с социальной значимостью исследования и постоянно растущим спросом на радионуклиды.

В будущем планируется проводить эксперименты с целью подтверждения расчетов, полученных в пакете MCU-PTR.

ОБОЗНАЧЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ

ИРТ-Т – исследовательский реактор типовой – Томский

кэВ – килоэлектронвольт

МБк – мегабеккерель

Зв – зиверт

кКи – килокюри

ТПУ – Томский политехнический университет

НИИ ЯФ – научно-исследовательский институт ядерной физики

РУ – реакторная установка

ЭВМ – электронно-вычислительная машина

Оглавление

Введение.....	12
1 Применение изотопов в медицине.....	13
1.1 Сцинтиграфия.....	14
1.2 Генераторы ^{99m}Tc	15
1.3 Цепочка ^{99}Mo - ^{99m}Tc	17
1.3.1 Получение ^{99m}Tc облучением молибдена реакторными нейтронами...17	
1.3.2 Технологии получения ^{99}Mo	18
2 Моделирование облучения ^{98}Mo в реакторе ИРТ-Т.....	22
2.1 Создание модели.....	22
2.2 Скорость реакции образования ^{99}Mo	24
2.3 Расчет наработки ^{99}Mo	26
2.4 Теплогидравлический расчет облучаемой мишени.....	29
3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение.....	30
3.1 Потенциальные потребители результатов исследования.....	30
3.2 Анализ конкурентных технических решений.....	31
3.3 SWOT-анализ.....	33
3.4 Планирование управления научно-техническим проектом.....	35
3.4.1 Иерархическая структура работ проекта	35
3.4.2 Контрольные события проекта.....	36
3.4.3 План проекта.....	37
3.5 Бюджет научного исследования.....	39
3.5.1 Расчет материальных затрат.....	40
3.5.2 Основная заработная плата исполнителей темы.....	41
3.5.3 Дополнительная заработная плата исполнителей темы.....	43
3.5.4 Отчисления во внебюджетные фонды.....	43
3.5.5 Накладные расходы.....	44
3.5.6 Формирование бюджета затрат исследовательского проекта.....	44
3.6 Организационная структура объекта.....	45

3.7 Матрица ответственности.....	46
3.8 Определение ресурсной (ресурсосберегающей), финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования.....	47
4 Социальная ответственность.....	51
4.1 Анализ опасных и вредных производственных факторов.....	51
4.2 Мероприятия по снижению вредного воздействия ПЭВМ.....	53
4.2.1 Организационные мероприятия.....	53
4.2.2 Технические мероприятия.....	53
4.2.3 Условия безопасной работы.....	56
4.3 Электробезопасность.....	58
4.4 Пожарная и взрывная безопасность.....	59
Заключение.....	62
Список публикаций студента.....	63
Список использованной литературы.....	64
Приложение А.....	66

Введение

В настоящее время радионуклидные методы диагностики и терапии вошли в повседневную медицинскую практику во всем мире. При этом ядерная медицина потребляет более 50 % всей производимой изотопной продукции. На сегодняшний день одним из наиболее востребованным медицинским изотопом является ^{99m}Tc . Элемент ^{99m}Tc обладает коротким периодом полураспада (6,04 часа), в связи с этим его использование в клиниках имеет определенные сложности. По этой причине широкое распространение получили генераторы на основе ^{99}Mo , результатом распада которого является ^{99m}Tc .

Только в Сибирском федеральном округе ежегодно в радионуклидной диагностики и терапии нуждаются более 10000 пациентов. На исследовательском реакторе ИРТ-Т с 2003 года налажено единственное в Сибири и на Дальнем Востоке производство генераторов ^{99m}Tc , однако текущих мощностей аппарата недостаточно, чтобы удовлетворить спрос на ^{99m}Tc . Более того ИРТ-Т является по сути единственным поставщиком радиофармпрепаратов в эти регионы, поэтому на реакторе постоянно проводятся различные мероприятия с целью увеличения объемов производства ^{99m}Tc .

Целью данной диссертационной работы является анализ возможности использования периферийных каналов реактора ИРТ-Т для увеличения наработки изотопа ^{99}Mo .

Были выделены следующие задачи:

- создание модели реактора ИРТ-Т в пакете MCSU-PTR;
- определение оптимального расположения периферийного канала для наработки ^{99}Mo ;
- расчет активности ^{99}Mo наработанного в периферийном канале;
- анализ полученных результатов.

1 Применение изотопов в медицине

В настоящее время радионуклидные методы исследования и лечения широко используют в различных областях научной и практической медицины (в онкологии, кардиологии и неврологии). Применяющиеся в этой области радионуклиды и соответствующие радиофармпрепараты на их основе классифицируют на диагностические и терапевтические. Отличительной чертой методов диагностической ядерной медицины (радионуклидной диагностики) является их функциональность. Сцинтиграммы способны отражать физиологические изменения, происходящие в организме. Это достигается за счёт использования радиофармпрепаратов, способных накапливаться в определённых морфологических структурах и/или отражать динамику протекающих в органе физиологических или биохимических процессов. Радиофармпрепараты диагностического назначения, в свою очередь отнесены к группам радионуклидов для однофонной эмиссионной компьютерной томографии (ОФЭКТ, γ -излучатели с энергией в пределах 100–200 кэВ и периодами полураспада от несколько минут до нескольких суток), а также для позитронно-эмиссионной томографии (β^+ -излучатели периодами полураспада от нескольких секунд до нескольких часов). Подавляющее большинство диагностических процедур (до 80 %) при помощи техники ОФЭКТ выполняется в течение последних 20 лет с препаратами ^{99m}Tc , который называют «рабочей лошадью ядерной медицины». В последнее время широкое применение в медицинской практике для радиационной диагностики нашел короткоживущий изотоп технеция ^{99m}Tc – зонд (трассер), перемещение которого по организму и накопление в интересующего врача больном органе легко фиксируется радиометрической аппаратурой. Он обладает коротким периодом полураспада ($T = 6,04$ часа, за 24 часа распадается 94 % этого изотопа) и малым периодом полувыведения из организма (менее суток для большинства соединений), поэтому он оказывает сравнительно небольшое вредное воздействие на здоровые органы обследуемого человека и позволяет

проводить повторное обследование одного и того же объекта через короткие промежутки времени, не допуская его переоблучения; малой энергией γ -излучения (140 кэВ), которая тем не менее обладает достаточно высокой проникающей способностью, что обеспечивает необходимую глубину анализа; «внятной» спектральной линией, которую даёт накопившийся в аномальных участках органов радиоактивный изотоп и которую хорошо коллимирует диагностическая аппаратура, что обеспечивает хорошее разрешение получаемого изображения. ^{99m}Tc легко доступен, поскольку может добываться непосредственно в госпиталях из генератора на базе ^{99}Mo . Важно, что низкая доза, получаемая пациентом при технециевой диагностке, безопасна для населения: активность стандартного теста 250 МБк, приводит к поглощённой радиационной дозе 0,05 Зв. ^{99m}Tc применяют для диагностики заболеваний в системе печени, щитовидной железы, почек и надпочечников, селезенки, респираторной системы, головного, спинного и костного мозга, слюнных желез, питательной системы, костей и суставов скелета, а также для изучения физиологических функций сердца и кров системы, лимфатической и урологической системы, исследования скорости гломерулярной фильтрации и объёма плазмы. Кроме того, с помощью ^{99m}Tc проводят изучение внутренних полостей, инфекционных заболеваний сердца и мозга, глазных и кожных заболеваний, пересадки кожи [1].

1.1 Сцинтиграфия

В сфере ядерной медицины ^{99m}Tc применяется в основном в методе сцинтиграфии. Сцинтиграфия – метод функциональной визуализации, представляющий из себя введение в организм человека радиоактивного изотопа и получение картины функционирования организма, с помощью анализа испускаемого им излучения. Пациенту вводят радиоиндикатор. Это препарат, который состоит из молекулы-вектора и радиоактивного маркера. Молекула-вектор поглощается определённой структурой или тканью организма (орган,

жидкость). Радиоактивная метка выполняет роль «передатчика»: испускает гамма-лучи, которые регистрируются гамма-камерой. Радиофармацевтический препарат вводится в таком количестве, что испускаемое им излучение легко улавливается, но не оказывает токсического воздействия на организм. Примерами радиоиндикаторов на базе технеция являются бифосфонаты, меченные ^{99m}Tc . Бифосфонаты – это векторы, тропные к формирующейся костной ткани. Используются в сцинтиграфии костей. Возможно получение следующих видов изображений: статические, динамические – результат сложения нескольких статических изображений, томограммы на однофотонной эмиссии гамма-квантов (в отличие от двухфотонной эмиссии при позитронной томографии), синхронизированные изображения. Таким образом, оценивается функция органа по захвату и выведению определенных веществ. Такой подход применим для оценки, например, функции щитовидной железы, когда вводится радиоактивный технеций и по кривым его накопления и выведения судят о повышенной, нормальной или пониженной функции железы. Другое направление сцинтиграфии – измерение кинетики накопления и вывода радиоактивного зонда из органа, интересующего врача или физиолога. Детектором технеция является гамма-камера [2].

1.2 Генераторы ^{99m}Tc

Различие в химических свойствах молибдена и технеция позволяет химически разделить дочерний нуклид ^{99m}Tc от материнского ^{99}Mo . Процесс начинается с облучения реакторными нейтронами урана, высоко обогащённого ^{235}U (как правило, оружейного урана). Из образовавшихся продуктов деления выделяют ^{99}Mo , который очищают от сопутствующих примесей и адсорбируют его на подходящем неорганическом сорбенте (например, алюмогеле). Сорбент с ^{99}Mo помещают в хроматографическую колонку. При распаде ^{99}Mo ($T = 66$ час) из него образуется ^{99m}Tc . Поскольку молибден находится в форме MoO_4 и в этом виде прочно связан с адсорбентом, а технеций – в форме TcO_4 , то

последний легко вымывается солевым раствором. Такая процедура позволяет почти непрерывно (через временные промежутки в 1-3 периода полураспада ^{99m}Tc) получать необходимое количество технеция. Поскольку период полураспада ^{99m}Tc около 6 час, то равновесное количество технеция образуется где-то после двух суток. Однако, на практике редко дожидаются достижения равновесной активности, и «доят» колонку несколько раз в сутки. Генератор может работать около месяца. Вымываемый раствор $\text{Na}^{99m}\text{TcO}_4$ поступает в систему синтеза меченых соединений.

Цепочка $^{99}\text{Mo}-^{99m}\text{Tc}$ – классический пример подвижного радиоактивного равновесия. Как уже неоднократно упоминалось, ^{99m}Tc образуется в генераторе, содержащем ^{99}Mo . ^{99}Mo переходит в ^{99m}Tc (86%) и ^{99}Tc (14%). $T(^{99m}\text{Tc})=6$ час, $T(^{99}\text{Mo})=67$ час). Предполагается, что каждые 24 часа технеций полностью удаляется из генератора [2].

1.3 Цепочка $^{99}\text{Mo}-^{99m}\text{Tc}$

1.3.1 Получение ^{99m}Tc облучением молибдена реакторными нейтронами

Небольшие (миллиграммовые) количества технеция, в том числе изотоп ^{99m}Tc , синтезируют путем длительного облучения Mo высокой чистоты нейтронами в ядерном реакторе [3]. На рисунке 1, изображена схема образования ^{99}Mo .

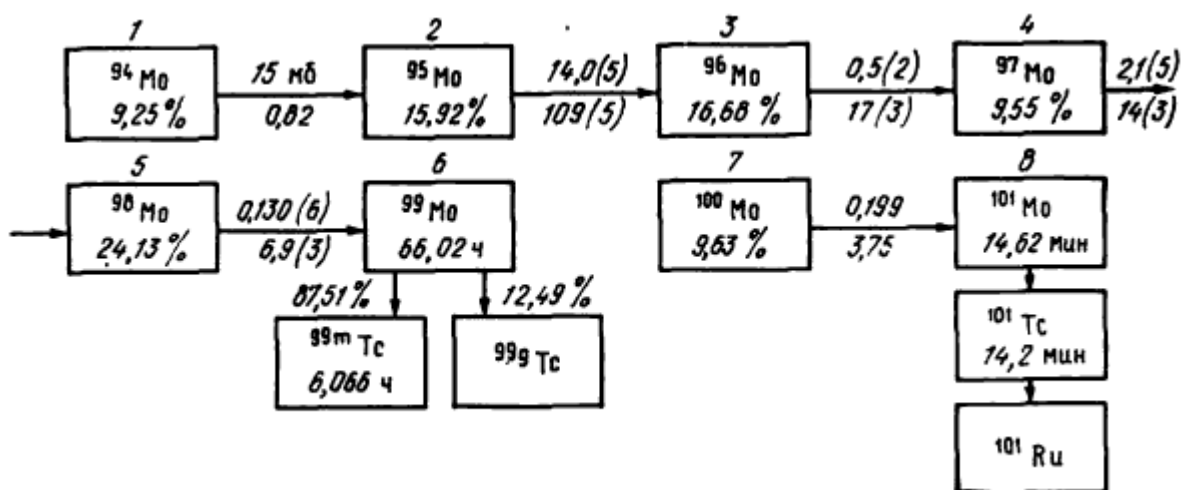


Рисунок 1 – Схема образования ^{99}Mo из ^{98}Mo

После распада ^{99}Mo выделение технеция производят в обычной радиохимической лаборатории.

Для отделения технеция от молибденовой мишени удобен хроматографический метод, основанный на поглощении технеция анионитом с последующим вымыванием его из колонки раствором NH_4CNS .

Существует технология получения технеция на центробежных экстракционных генераторах, основанная на том, что при вращении раствора молибдена его более легкая фракция – «дочерний» изотоп ^{99}Tc – отделяется и после пропускания через колонны со специальным раствором (требующие радиационной защиты оборудования) выделяются в виде конечного продукта. Поле перспективно выделение технеция из молибдена экстракцией. В результате смешивания молибдена и раствора метилэтилкетона более тяжелая фракция молибдена оседает на дне, а более легкая смесь с технецием остается наверху и может быть откачана, дочищена и расфасована. Получаемый продукт по своим потребительским свойствам, прежде всего химической чистоте, превосходит аналоги, полученные по известным технологиям, а компактный генератор можно установить практически в любом помещении, в том числе при крупных медицинских центрах, без усиления радиационной защиты [2].

1.3.2 Технологии получения ^{99}Mo

На сегодняшний день ^{99}Mo является наиболее значимым радионуклидом для ядерной медицины. К середине 90-х годов прошлого века производство данного изотопа составляло 10 кКи в неделю, а в последние годы превышает 12 кКи при постоянно растущем спросе.

Для получения молибдена на ядерных реакторах используются две основные реакции: реакция деления урана-235 – $^{235}\text{U} (n,f) ^{99}\text{Mo}$ и реакция радиационного захвата $^{98}\text{Mo} (n,\gamma) ^{99}\text{Mo}$. Сечения этих реакций, соответственно, равны 582,6 и 0,136 барн.

При делении урана-235 помимо ^{99}Mo (выход 6,1 %) образуется более 20 долгоживущих радионуклидов с периодами полураспада от 0,1 до 60 дней и с массовыми числами от 72 до 161. При этом, наряду с γ -излучающими РН, образуются α -излучающие изотопы трансурановых элементов (например, ^{239}Pu) [4]. Интегральная активность неиспользуемых осколочных РН в сотни раз превышает активность целевого продукта. Так, например, на реакторе в Россендорфе (Германия) за 10 лет было произведено 230 кКи ^{99}Mo и одновременно с этим было накоплено 11000 кКи жидких радиоактивных отходов с общим объемом 26 м³ [3]. Переработка и утилизация отходов, как и изъятия из них урана для дальнейшего использования создает большие экологические трудности, что привело к закрытию производства на паре исследовательских реакторов. Во многом из-за этого в 2008 г. было принято решение об отмене ввода в эксплуатацию двух новых реакторов построенных специально для нужд ядерной медицины.

В итоге это привело к тому, что до наших дней рынок молибдена был разделен между четырьмя производителями. Как следствие, к 2010 г. нехватка ^{99}Mo достигла 30 %. Для решения этой проблемы в России реализуется проект по созданию производства ^{99}Mo на базе 3 исследовательских реакторов НИИАР (г. Димитровград). Проектная мощность первой очереди составит 900 Ки в

неделю, а после введения второй общий объем производства достигнет 2700 Ки в неделю, что позволит решить проблему на ближайшую перспективу.

При использовании для производства ^{99}Mo реакции радиационного захвата (n,γ) отходы практически не образуются. Основная проблема здесь состоит в низкой удельной активности получаемого целевого продукта. Так, при облучении природного молибдена, содержащего 24,13 % ^{98}Mo , в потоке тепловых нейтронов $1 \cdot 10^{14}$ н/см²·с в течение 100 часов, выход ^{99}Mo не превышает 0,35 Ки/г. В тех же условиях на обогащенном ^{98}Mo (степень обогащения > 95 %) расчетная активность насыщения составляет 8,47 Ки/г [5]. Существенно большая активность (порядка 200 Ки/г) может быть получена на реакторах с потоком тепловых нейтронов $5 \cdot 10^{15}$ н/см²·с, однако таких реакторов в мире очень мало и их строительство требует больших затрат [6].

Исследования, проведенные на реакторе ИРТ-Т НИИ ЯФ при ТПУ, показали, что удельная активность ^{99}Mo может быть повышена до 12–15 Ки/г за счет увеличения резонансной составляющей в нейтронном спектре реактора [1]. При этом величина сечения реакции может достигать 0,7 барн и более.

Для замедления быстрых нейтронов реактора до резонансного уровня используются нейтронные ловушки из различных материалов [7]. Основной задачей при их проектировании является достижение максимальной плотности потока тепловых нейтронов при высоком значении качества по резонансным нейтронам в надтепловой области. Для водно-водяных реакторов с небольшим диаметром активной зоны, к которым относится реактор ИРТ-Т, наиболее оптимальным отражателем является бериллий. В этой связи, в центре его активной зоны было установлено 4 бериллиевых блока с экспериментальными каналами (ЦК-1, ЦК-2 на рисунке 2). Толщина слоя замедлителя между мишенью, находящейся в центральных каналах, и делящимся материалом активной зоны составляла от 20 до 90 мм при расчетной длине замедления нейтронов в бериллии около 100 мм. По краям зоны смонтирован бериллиевый отражатель с толщиной слоя бериллия 69 мм. Картограмма активной зоны реактора и экспериментальных устройств показана на рисунке 2.

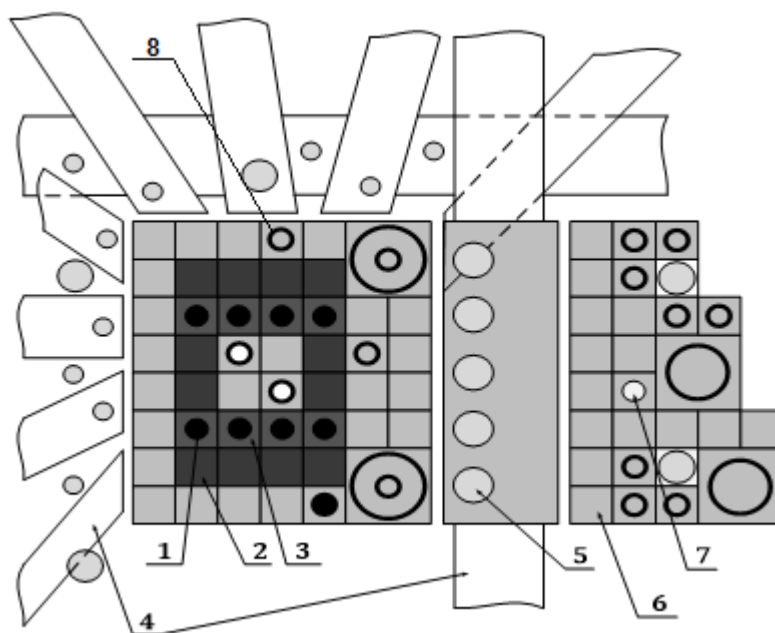


Рисунок – 2 Схема активной зоны реактора ИРТ-Т: 1) стержни регулирования; 2) 8-ми трубные ТВС; 3) 6-ти трубные ТВС; 4) горизонтальные экспериментальные каналы; 5) вертикальные экспериментальные каналы; 6) бериллиевые блоки; 7) экспериментальные каналы с водой; 8) экспериментальные каналы в периферийном бериллии

При облучении молибденовых мишеней природного состава, расход нейтронов на образование одного ядра ^{99}Mo примерно на 2 порядка больше, чем при облучении ^{98}Mo с обогащением 100 %. Причиной этого является относительно большое поглощение тепловых нейтронов побочными стартовыми нуклидами. Для наработки равных активностей ^{99}Mo при использовании обогащенных мишеней и мишеней природного состава, масса природных мишеней должна быть примерно в 4 раза больше. Это обстоятельство делает их применение экономически целесообразным, ввиду их несопоставимо низкой стоимости по сравнению с обогащенным молибденом. Такое сырье можно достаточно эффективно использовать для последующего получения высокоактивных препаратов $^{99\text{m}}\text{Tc}$ в сочетании с технологиями его концентрирования, например, экстракционной или сублимационной. Себестоимость препаратов $^{99\text{m}}\text{Tc}$ при этом будет снижена в несколько раз, по сравнению с их получением из генераторов на основе «осколочного» ^{99}Mo [8].

2 Моделирование облучения ^{98}Mo в реакторе ИРТ-Т

2.1 Создание модели

Моделирование облучения ^{98}Mo в реакторе ИРТ-Т было осуществлено в программе MCU-PTR. Пакет MCU обеспечивает возможность моделирования процессов переноса нейтронов, фотонов, электронов и позитронов аналоговыми и неаналоговыми методами Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных, с учётом изменения изотопного состава материалов [9].

В реакторе ИРТ-Т ^{98}Mo облучается только в центральных экспериментальных каналах (ЦК-1, ЦК-2), расположенных в «бериллиевой ловушке» (рисунок 2). В рамках проводимых исследований была рассмотрена возможность организации экспериментальных каналов в периферийных бериллиевых блоках. Вертикальные экспериментальные каналы в периферийных бериллиевых блоках расположены вверху (ПК-1) и сбоку (ПК-2). На рисунке 3 представлена модель реактора ИРТ-Т

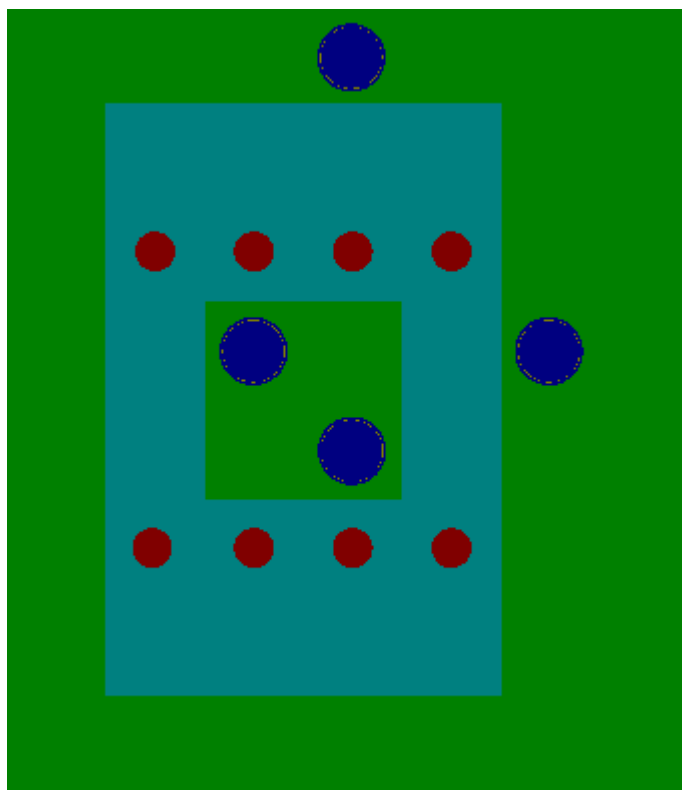


Рисунок 3 – Реактор ИРТ-Т в пакете MCU-PTR

Разработанная в пакете MCU-PTR модель активной зоны реактора ИРТ-Т, воспроизводит все экспериментальные каналы данного реактора, максимально приближенными к реальным прототипам [10]. Далее рассчитывались концентрации используемых материалов. В таблице 1 приведены концентрации материалов активной зоны реактора.

Таблица 1 – Концентрации материалов

Нуклид	Концентрация, 10^{24} см^{-3}
H	0,066922
O	0,033461
Be	0,123672
Топливо	
^{235}U	0,001615
^{238}U	0,000179
H	0,051892
O	0,029534
Al	0,007897
Мишень	
^{98}Mo (обогащение 100%)	0,019617
^{92}Mo	0,002911
^{94}Mo	0,001815
^{95}Mo	0,003123
^{96}Mo	0,003272
^{97}Mo	0,001873
^{98}Mo	0,004734
^{100}Mo	0,001889
O	0,058851
СУЗы	
^{10}B	0,022077
^{11}B	0,088308

Продолжение таблицы 1

C	0,027596
Материалы каналов	
Al	0,060208
O	0,000006
N	0,000019
H	0,066922
O	0,033461

Для расчета наработки ^{99}Mo использовалось два варианта состава мишени, с природным молибденом и молибденом, обогащенным по ^{98}Mo до 100%, поэтому в таблице приведены два значения концентрации для ^{98}Mo .

2.2 Скорость реакции образования ^{99}Mo

Для определения оптимальных параметров облучения были выделены энергетические участки спектра нейтронов, в которых наблюдается наибольшая скорость реакции поглощения ^{98}Mo (n, γ) ^{99}Mo . Скорость реакции поглощения для определенных интервалов энергии нейтронов, полученные в MCU-PTR, изображены на рисунке 4.

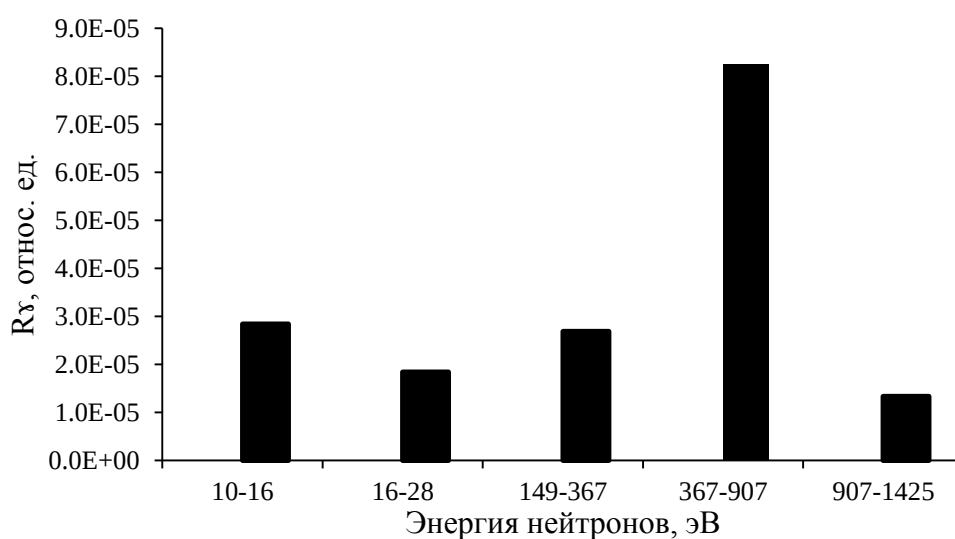


Рисунок 4 – Скорость реакции поглощения ^{98}Mo (n, γ) ^{99}Mo для определенных интервалов энергии нейтронов

Как видно из рисунка 4, для эффективного получения ^{99}Mo , особое значение имеют нейтроны с энергиями в интервале 367–907 эВ, поскольку наиболее высокие значения скорости реакции $^{98}\text{Mo} + n = ^{99}\text{Mo}$, находятся именно в этой области. Для организации дополнительного канала для облучения ^{98}Mo необходимо создать условия для превалирования необходимой энергетической группы нейтронов в общем потоке. На рисунке 5 представлены результаты расчета плотностей потоков резонансных нейтронов в отражателе.

8,74E+11	1,69E+12	2,09E+12	2,17E+12	1,91E+12	
1,67E+12					
2,09E+12					2,94E+12
2,34E+12					3,29E+12
2,35E+12					3,27E+12
2,14E+12					2,91E+12
1,71E+12					
8,94E+11	1,72E+12	2,11E+12	2,18E+12		

Рисунок 5 – Плотности потоков резонансных нейтронов в отражателе

Из рисунка 5 видно, что максимальный нейтронный поток с энергиями в диапазоне 367–907 эВ наблюдается в центральных бериллиевых блоках. Бериллиевые блоки в правой части отражателя являются наиболее перспективным местом расположения экспериментального канала для облучения ^{98}Mo . Поток нейтронов в правой части периферии достигает порядка 65 % от потока в центре, что значительно выше аналогичных показателей в остальных частях периферийного отражателя.

Результаты численного моделирования плотности потока резонансных нейтронов, конкретно для каждого экспериментального канала, представлены в таблице 2.

Таблица 2 – Плотность потоков в экспериментальных каналах

Тип канала	Поток, 10^{12} н/см ³	Тип канала	Поток, 10^{12} н/см ³
10-16 эВ		16-28 эВ	
ЦК-1	2,52	ЦК-1	2,91
ЦК-2	2,64	ЦК-2	3,05
ПК-1	1,12	ПК-1	1,3

Продолжение таблицы 2

149-367 эВ		367-907 эВ	
ЦК-1	4,88	ЦК-1	4,9
ЦК-2	5,14	ЦК-2	5,13
ПК-1	2,18	ПК-1	2,18
ПК-2	3,26	ПК-2	3,25
907-1425 эВ			
ЦК-1		2,45	
ЦК-2		2,57	
ПК-1		1,09	
ПК-2		1,61	

Анализируя таблицу 2 важно отметить, что наибольший поток нейтронов с энергиями в диапазоны 367–907 эВ находится в центральных каналах. Поток нейтронов в центральных каналах более чем в 2 раз превышает поток в верхнем периферийном канале и более чем в 1,5 раза поток в боковой периферии. Однако существует вероятность увеличить суммарную наработку ^{99}Mo по всему реактору, путем дополнительного облучения ^{98}Mo в периферийных каналах.

В бериллиевой ловушке реактора ИРТ-Т используются экспериментальные канала радиусами 44 мм и 36 мм. На рисунке 6 показаны зависимости плотностей потоков резонансных нейтронов в центральных каналах (ЦК-1, ЦК-2) от радиуса канала.

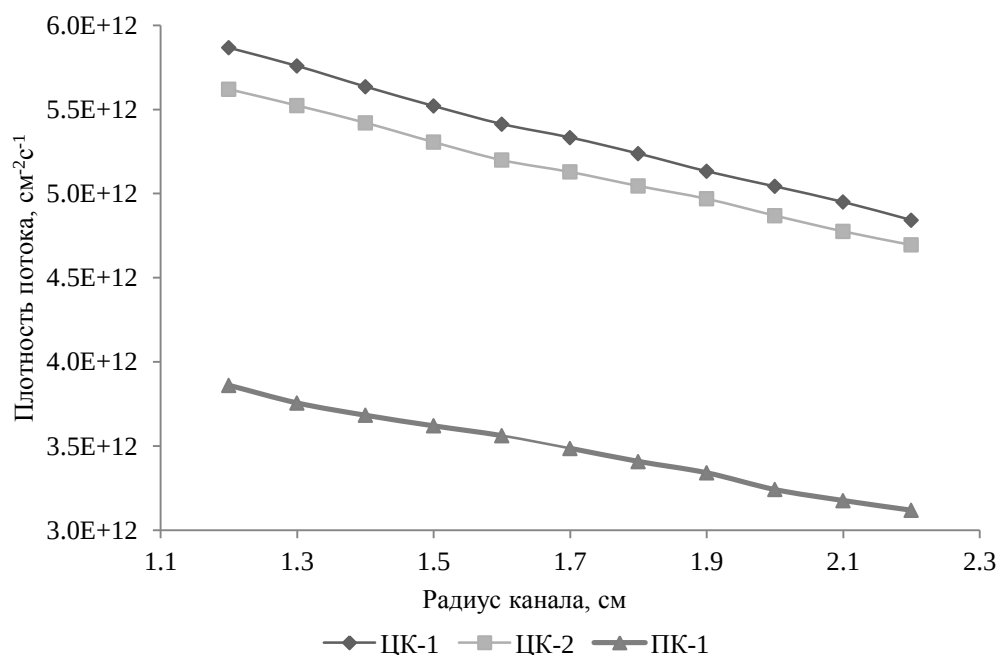


Рисунок 6 - Зависимости плотностей потоков резонансных нейтронов от радиуса канала

Из рисунка 6 видно, что уменьшение радиуса экспериментального канала и как следствие увеличения слоя отражателя вокруг канала, поток резонансных нейтронов возрастает. Уменьшение радиуса канала на каждый миллиметр дает прирост нейтронного потока на 2–3 %. Из этого можно сделать вывод, что для эффективного облучения изотопа ^{98}Mo целесообразно использовать экспериментальный канал радиусом 36 мм.

2.3 Нарботка ^{99}Mo

Было рассмотрено изменение концентрации ^{99}Mo в экспериментальных каналах в течение семи дней. Данные изменения показаны на рисунке 7.

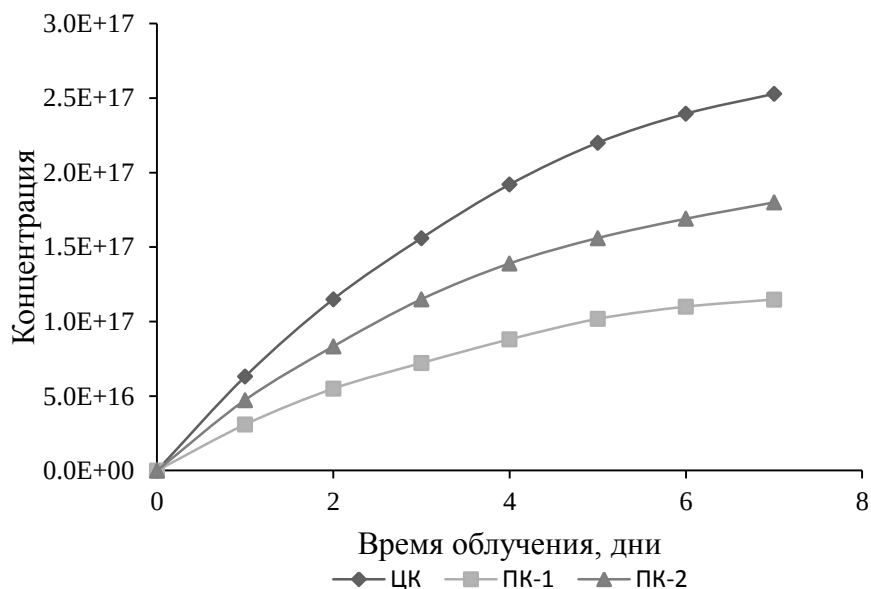


Рисунок 7 – Нарботка ^{99}Mo в различных экспериментальных каналах

Из рисунка 7 видно, что наработка ^{99}Mo в ПК-1 достигает не более 45 % от наработки в центральных каналах, а наработка в канале ПК-2 – 71 %. Из этого можно сделать вывод, что одновременное облучение ^{98}Mo в центральных каналах и периферийном канале ПК-2, может существенно увеличить суммарное количество ^{99}Mo получаемое на всем реакторе. Одновременное облучение мишеней в нескольких каналах представлено на рисунке 8.

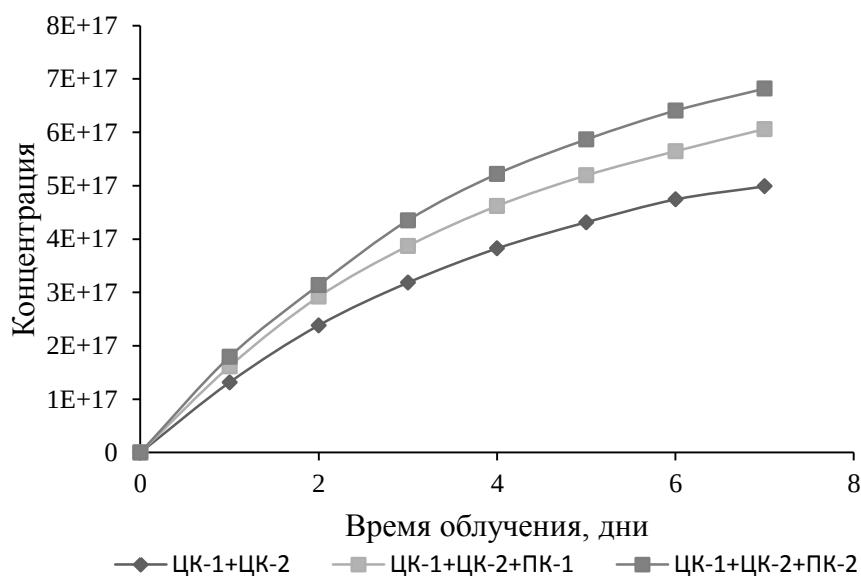


Рисунок 8 – Суммарная наработка ^{98}Mo в экспериментальных каналах

Дополнительное облучение мишени в канале ПК-1 приводит к увеличению суммарной наработки ^{99}Mo на 26 %, а в канале ПК-2 на 37 %.

Также для увеличения наработки принято использовать высокообогащенный ^{98}Mo , однако он является дорогостоящим материалом. На рисунке 9, наглядно показана разница в эффективности использования ^{98}Mo различного обогащения, для одинаковых каналов.

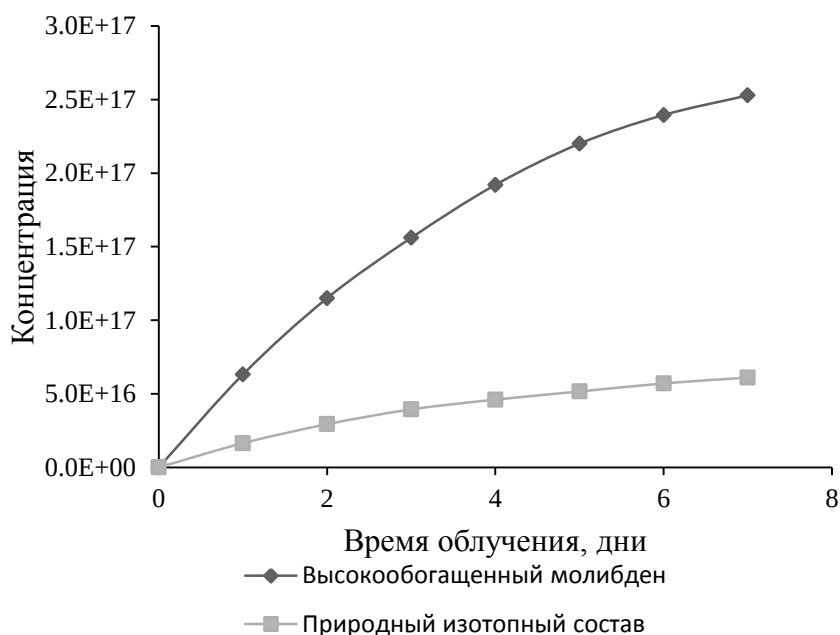


Рисунок 9 – Наработка ^{99}Mo в зависимости от обогащения ^{98}Mo

Исходя из рисунка 9 можно увидеть, что облучение высокообогащенного ^{98}Mo более чем в 4 раза эффективней, чем молибден природного изотопного состава. Следовательно, при использовании природного изотопного состава, для получения высокой наработки ^{99}Mo необходимо увеличивать количество облучаемого сырья более чем в 4 раза.

2.4 Активность наработанного ^{99}Mo

В течение 7 дней облучалась мишень массой 2,2 гр. На рисунке 10 представлена изменение активности ^{99}Mo в экспериментальных каналах в течение 7 дней.

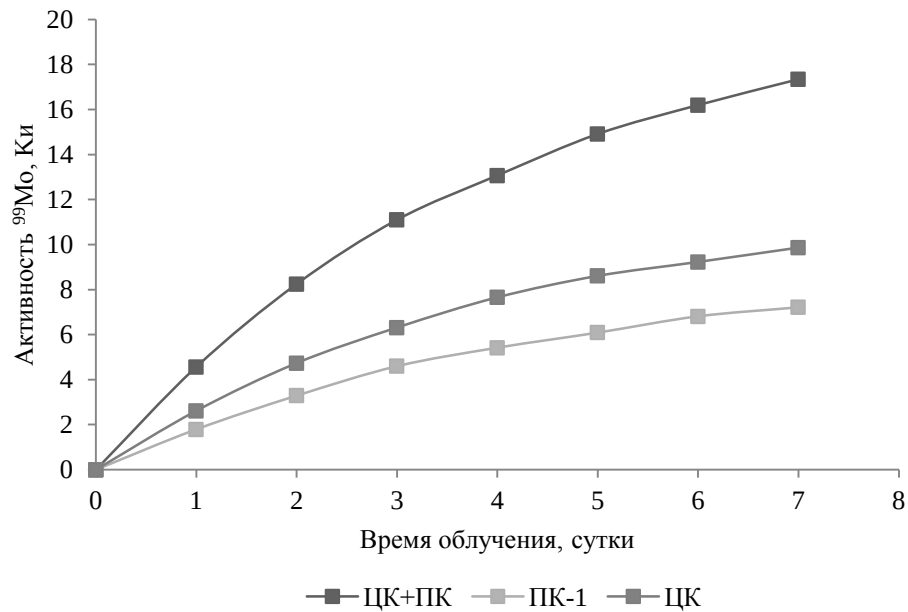


Рисунок 10 – Зависимость активности ^{99}Mo от времени облучения

Как видно из рисунка 10, активность ^{99}Mo облученного одновременно в ЦК и ПК-1 достигает 17,3 Ки, облученного в ЦК 10,1 Ки и облученного в ПК-1 7,23 Ки.

Известно, что для изготовления генератора технеция с активностью 18,5 ГБк по технецию, на колонку генератора необходимо нанести 1 Ки ^{99}Mo . Следовательно, облучение мишени с ^{98}Mo массой 2,2 гр., в ЦК позволяет собрать 10 генераторов технеция. В свою очередь одновременное облучение двух мишеней в ЦК и ПК-1 позволят произвести 17 генераторов технеция. Однако если увеличить массу мишени в 1,5 раза и облучить её в ПК-1, то можно получить ту же активность ^{99}Mo , что и при облучение в центральном канале. Таким образом, одновременно облучая в ЦК мишень массой 2,2 гр., и в ПК-1 мишень массой 3,3 гр., можно добиться одинакового вклада каждого из экспериментальных каналов в суммарную активность ^{99}Mo .

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 [11].

В данной диссертационной работе произведен анализ возможности использования периферийных каналов реактора ИРТ-Т для наработки изотопа ^{99}Mo в пакете MCU-PTR.

3.1 Потенциальные потребители результатов исследования

Результатом исследования является расчет активности изотопа ^{99}Mo одновременно наработанного в ЦК и ПК реактора ИРТ-Т и сравнение полученного результата с активностью изотопа наработанного в данных экспериментальных каналов по отдельности.

Целевым рынком данного исследования будут являться центры ядерной медицины и медицинские учреждения, проводящие обследования с использованием радиофармпрепаратов, а также смежные отрасли атомной и научной промышленности.

Сегментировать рынок услуг можно по степени потребности использования данной методики. Результаты сегментирования представлены в рисунке 11.

		Наработка изотопа ^{99}Mo		
		Ядерная медицина	Научная отрасль	Атомная промышленность
Потребность	Сильная			
	Слабая			

Рисунок 11 – Карта сегментирования рынка услуг по использованию оптимальной методики измерения

3.2 Анализ конкурентных технических решений

Главное преимущество – увеличение суммарной наработки изотопа ^{99}Mo на реакторе ИРТ-Т. Также появляется возможность облучения других изотопов в ЦК, благодаря переносу производства ^{99}Mo в ПК. Конкурентами являются:

- Наработка изотопа ^{99}Mo только в ЦК реактора ИРТ-Т;
- Наработка изотопа ^{99}Mo только в ПК реактора ИРТ-Т.

Оценочная карта анализа представлена в таблице 1. 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:

$$K = \sum B_i \cdot b_i,$$

Где K – конкурентоспособность научной разработки или конкурента;

B_i – вес показателя (в долях единицы);

b_i – балл i -го показателя.

Таблица 3 – Оценочная карта для сравнения конкурентных технических решений (разработок)

Критерии оценки	Вес критерия	Баллы			Конкурентоспособность		
		Б _ф	Б _{к1}	Б _{к2}	К _ф	К _{к1}	К _{к2}
1	2	3	4	5	6	7	8
Технические критерии оценки ресурсоэффективности							
1. Использование потенциала РУ ИРТ-Т	0,1	5	3	4	0,5	0,3	0,4
2. Удобство эксплуатации	0,15	4	5	4	0,6	0,75	0,6
3. Надежность	0,03	5	5	5	0,15	0,15	0,15
4. Целесообразность	0,1	5	4	3	0,5	0,4	0,3
5. Безопасность	0,05	5	5	5	0,25	0,25	0,25
6. Потребность в материальных ресурсах	0,05	5	3	4	0,25	0,15	0,2
7. Стабильность	0,06	5	5	5	0,3	0,3	0,3
8. Повышение производительности труда пользователя	0,1	5	4	3	0,5	0,4	0,3
Экономические критерии оценки эффективности							
1. Конкурентоспособность метода	0,04	5	4	3	0,2	0,16	0,12
2. Стоимость разработки	0,12	3	5	4	0,36	0,6	0,48
3. Трудоемкость процесса	0,1	3	5	4	0,3	0,5	0,4
4. Затраты на реализацию метода	0,1	3	5	4	0,3	0,5	0,4
Итого	1				4,21	4,46	3,9

На основании представленного выше анализа можно сделать вывод, что разработанный в данной диссертационной работе метод получения ^{99}Mo имеет свои плюсы, но является достаточно затратным и трудоемким, поэтому целесообразность его использования зависит от конечной цели, например увеличение наработки изотопа ^{99}Mo .

3.3 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 [12].

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.

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.

В таблице 4 представлена интерактивная матрица проекта, в которой показано соотношение сильных сторон с возможностями, что позволяет более подробно рассмотреть перспективы разработки.

Таблица 4 – Интерактивная матрица проекта

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

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 5.

Таблица 5 – SWOT-анализ

	Сильные стороны проекта: С1. Увеличение суммарной наработки ⁹⁹ Mo. С2. Высокий спрос на продукт. С3. Использование потенциала РУ. С4. Удовлетворение социально-ориентированных потребностей.	Слабые стороны проекта: Сл1. Требуется экспериментальное подтверждение результатов. Сл2. Увеличение расходов. Сл3. Ограниченный круг потребителей. Сл4. Трудоемкость.
Возможности: В1. Выход на новые рынки. В2. Увеличение доходов. В3. Расширение возможностей РУ. В4. Рост лояльности к атомной промышленности.	Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Сильные стороны и возможности»: 1. Увеличение наработки ⁹⁹ Mo позволит выйти на новых заказчиков. 2. Появление дополнительного спроса и финансирования, обеспеченных актуальностью тематики. 3. Рост возможностей РУ ИРТ-Т	Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Слабые стороны и возможности»: 1. Необходимо экспериментальное подтверждение. 2. Расходы на реализацию метода могут быстро окупиться доходами от продажи готового продукта. 3. Круг потребителей можно увеличить с помощью выхода на новые рынки.
Угрозы: У1. Конец эксплуатации РУ ИРТ-Т. У2. Вероятность увеличения наработки ⁹⁹ Mo конкурентами. У3. Сложность в реализации метода. У4. Полное отсутствие спроса.	Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Сильные стороны и угрозы»: 1. Увеличение потенциала РУ ИРТ-Т, возможно приведет к продлению срока эксплуатации. 2. Современные тенденции в развитие медицины позволяют сделать вывод, что спрос на продукт в будущем будет только расти.	Результаты анализа интерактивной матрицы проекта полей «Слабые стороны и угрозы»: 1. Сложность и дороговизна метода являются главным препятствиями на пути его реализации.

Таким образом, выполнив SWOT-анализ можно сделать вывод, что на данный момент преимущества разработанной модели значительно преобладают

над её недостатками. Все имеющиеся несовершенства можно легко устранить, воспользовавшись перечисленными выше возможностями.

3.4 Планирование управления научно-техническим проектом

3.4.1 Иерархическая структура работ проекта

Иерархическая структура работ (ИСР) – детализация укрупненной структуры работ. В процессе создания ИСР структурируется и определяется содержание всего проекта. На рисунке 12 представлена иерархическая структура работ.



Рисунок 12 – Иерархическая структура работ

3.4.2 Контрольные события проекта

Ключевые события исследовательского проекта, их даты и результаты приведены в таблице 6.

Таблица 6 – Контрольные события проекта

№	Контрольное событие	Дата	Результат (подтверждающий документ)
1	Разработка технического задания на НИР	1.02.2017	Приказ по ФТИ
2	Составление и утверждение технического задания	3.02.2017	Задание на выполнение исследования
3	Выбор направления исследований	5.02.2017	
4	Подбор и изучение материалов по теме	10.02.2017	Отчёт
5	Календарное планирование работ	12.02.2017	План работ
6	Изучение возможностей расчётной модели	13.02.2017	Отчёт
7	Освоение методики расчёта на практике	14.02.2017	Отчёт
8	Проведение расчётов	15.02.2017- 30.03.2017	Отчёт
9	Анализ полученных данных	28.03.2017	Отчёт
10	Обобщение и оценка результатов	30.03.2017	Отчёт
11	Составление пояснительной записки	14.02.2017- 25.04.2017	Пояснительная записка
12	Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	26.04.2017	
13	Подготовка к защите	27.04.2017- 25.05.2017	

3.4.3 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 [13].

Линейный график представлен в таблице 5.

Таблица 7 – Календарный план проекта

Код работы	Название	Длительность, дни	Дата начала работ	Дата окончания работ	Состав участников
1	Разработка технического задания	2	1.02.2017	3.02.2017	Руководитель
2	Составление и утверждение технического задания	2	3.02.2017	5.02.2017	Руководитель
3	Выбор направления исследований	5	5.02.2017	10.02.2017	Руководитель, студент
4	Подбор и изучение материалов по теме	2	10.02.2017	12.02.2017	Студент
5	Календарное планирование работ	1	12.02.2017	13.02.2017	Руководитель, студент
6	Изучение возможностей расчётной модели	1	13.02.2017	14.02.2017	Студент
7	Освоение методики расчёта на практике	1	14.02.2017	14.02.2017	Студент
8	Проведение расчётов	45	15.02.2017	30.03.2017	Студент
9	Анализ полученных данных	2	28.03.2017	30.03.2017	Студент
10	Обобщение и оценка результатов	1	30.03.2017	30.03.2017	Руководитель, студент
11	Составление пояснительной записки	72	14.02.2017	25.04.2017	Студент
12	Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	1	26.04.2017	27.04.2017	Руководитель, студент
13	Подготовка к защите	29	27.04.2017	25.05.2017	Студент

В таблице 8 представлен календарный план-график проведения научного исследования.

Таблица 8 – Календарный план-график проведения научного исследования

№ работ	Вид работ	Исполнители	Т _к , кал.дн	Продолжительность выполнения работ													
				Февраль			Март			Апрель			Май			Июнь	
				1	2	3	1	2	3	1	2	3	1	2	3	1	2
1	Разработка технического задания	Руководитель	2														
2	Составление и утверждение технического задания	Руководитель	2														
3	Выбор направления исследований	Руководитель, студент	5	 													
4	Подбор и изучение материалов по теме	Студент	2														
5	Календарное планирование работ	Руководитель, студент	1		 												
6	Изучение возможностей расчётной модели	Студент	1														
7	Освоение методики расчёта на практике	Студент	1														
8	Проведение расчётов	Студент	45														
9	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									 					

[illegible]

– Руководитель

Студент

3.5 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);
- накладные расходы.

3.5.1 Расчёт материальных затрат

Расчет материальных затрат осуществляется по следующей формуле:

$$Z_M = (1 + k_T) \cdot \sum_{i=1}^m U_i \cdot N_{\text{pacxi}},$$

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

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

C_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.

Основными затратами в данной исследовательской работе являются затраты на электроэнергию на компьютер и приобретение канцелярских товаров. Результаты расчётов по затратам на материалы приведены в таблице 9. Затраты на электроэнергию рассчитываются по формуле:

$$C = C_{\text{эл}} \cdot P \cdot F_{\text{об}} = 5,8 \cdot 0,5 \cdot 960 = 2784,$$

где $C_{\text{эл}}$ – тариф на промышленную электроэнергию (5,8 руб. за 1 кВт·ч);

P – мощность оборудования, кВт;

$F_{\text{об}}$ – время использования оборудования, ч.

Затраты на электроэнергию составили 2784 рубля.

Таблица 9 – Материальные затраты

Наименование	Единицы измерения	Количество	Цена за единицу, руб.	Сумма, руб.
Электронергия	кВт·ч	480	5,8	2784
Бумага	шт	110	0,90	99
Печать на листе А4	шт	110	1,5	165
Ручка	шт	1	50	50
Доступ в интернет	месяц	4	350	1400
Затраты на ПК	месяц	4	40000	40000
Всего за материалы				44498
Транспортно-заготовительные расходы				0
Итого по статье C_m				44498

3.5.2 Основная заработная плата исполнителей темы

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

$$C_{\text{зп}} = Z_{\text{осн}} + Z_{\text{доп}},$$

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

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

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

$$Z_{\text{осн}} = Z_{\text{дн}} \cdot T_{\text{раб}},$$

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

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

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

Среднедневная заработная плата рассчитывается по формуле

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

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 10).

Таблица 10 – 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 2275 руб/месяц. Среднедневная стипендия (оплата) составляет:

$$З_{\text{дн}} = (2275 \cdot 11,2) / 223 = 114,26 \text{ руб/день.}$$

Основной заработок студента за время преддипломной практики составляет:

$$З_{\text{осн}} = 114,26 \cdot 30 = 3427,8 \text{ руб.}$$

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 доцент. Оклад доцента составляет 31000 рублей.

Надбавки к заработной плате составляют 10000 рублей, также районный коэффициент по Томску равен 1,3.

Основная заработная плата научного руководителя:

$$З_{\text{осн}} = 31000 \cdot 1,3 + 10000 = 50300 \text{ руб / месяц.}$$

Среднедневная заработная плата научного руководителя:

$$З_{\text{дн}} = (50300 \cdot 10,4) / 251 = 2084,14 \text{ руб / день.}$$

3.5.3 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:

$$Z_{\text{доп}} = k_{\text{доп}} \cdot Z_{\text{осн}},$$

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

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

$Z_{\text{осн}}$ – 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 11.

Таблица 11 – Заработная плата исполнителей исследовательской работы

Заработная плата, руб.	Руководитель	Студент
Основная зарплата	50300	3427,8
Дополнительная зарплата	7545	342,78
Зарплата исполнителя	57845	3770,58
Итого по статье $C_{\text{зп}}$	61615,58	

3.5.4 Отчисления во внебюджетные фонды

Размер отчислений во внебюджетные фонды составляет 30 % от суммы затрат на оплату труда работников, непосредственно занятых выполнением исследовательской работы.

Величина отчислений во внебюджетные фонды определяется исходя из следующей формулы:

$$C_{\text{внеб}} = k_{\text{внеб}} \cdot (Z_{\text{осн}} + Z_{\text{доп}}),$$

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

Величина отчислений во внебюджетные фонды составляет:

$$C_{\text{внеб}} = 0,3 \cdot (50300 + 7545) = 17353,5 \text{ руб.}$$

3.5.5 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:

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

где $k_{\text{накл}}$ – 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:

$$C_{\text{накл}} = 0,3 \cdot (50300 + 7545) = 17353,5 \text{ руб.}$$

3.5.6 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 12.

Таблица 12 – Расчёт бюджета затрат исследовательского проекта

Наименование статьи	Сумма, руб
1. Материальные затраты исследования	44498
2. Затраты по основной заработной плате исполнителей темы	53727,8
3. Затраты по дополнительной заработной плате исполнителей темы	7887,78
4. Отчисления во внебюджетные фонды	17353,5
5. Накладные расходы	17353,5
Бюджет затрат исследования	140819,78

3.6 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 рисунке3.

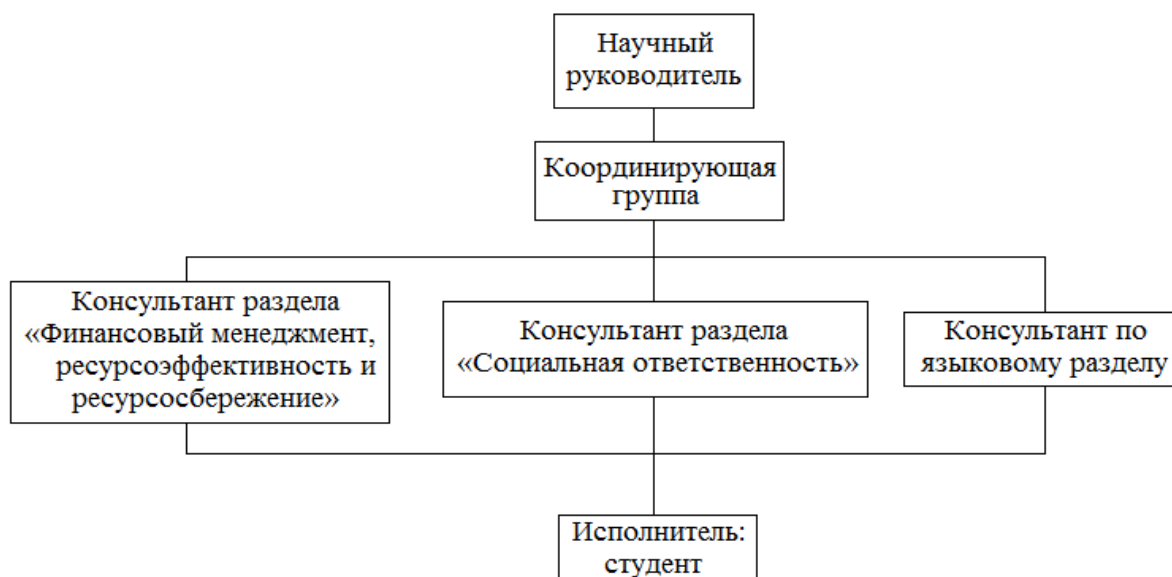


Рисунок 13 – Организационная структура научного проекта

3.7 Матрица ответственности

Степень ответственности каждого члена команды за принятые полномочия регламентируется матрицей ответственности. Матрица ответственности данного проекта представлена в таблице 13.

Таблица 13 – 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 возможностей расчётной модели					И
Освоение методики расчёта на практике					И
Проведение расчётов	О				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

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.

3.8 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 ресурсэффективности.

Интегральный показатель финансовой эффективности научного исследования получают в ходе оценки бюджета затрат трех (или более) вариантов исполнения научного исследования (см. табл. 14). 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:

$$I_{финр}^{исп.i} = \frac{\Phi_{pi}}{\Phi_{max}},$$

где $I_{финр}^{исп.i}$ – 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

$$I_{финр}^p = \frac{\Phi_p}{\Phi_{max}} = \frac{140819,78}{140819,78} = 1;$$

Для аналогов соответственно:

$$I_{фина1}^{a1} = \frac{\Phi_{a1}}{\Phi_{max}} = \frac{214046,07}{140819,78} = 1,52; I_{фина1}^{a2} = \frac{\Phi_{a1}}{\Phi_{max}} = \frac{192923,10}{140819,78} = 1,37;$$

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

$$I_{pi} = \sum a_i \cdot b_i ,$$

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 – балльная оценка i -го варианта исполнения разработки, устанавливается экспертным путем по выбранной шкале оценивания;

n – число параметров сравнения.

Расчёт интегрального показателя ресурсоэффективности представлен ниже.

Таблица 14 – Сравнительная оценка характеристик вариантов исполнения проекта

ПО Критерии	Весовой коэффициент параметра	Текущий проект	Аналог 1	Аналог 2
1. Повышение производительности труда пользователя	0,25	5	1	1
2. Удобство эксплуатации	0,2	5	5	5

Продолжение таблицы 14

3. Экономичность	0,05	3	5	4
4. Надежность	0,2	5	5	5
5. Закрытость получаемых данных	0,15	5	5	5
6. Потребность в материальных ресурсах	0,15	3	5	4
ИТОГО	1	4,6	4,0	3,8

$$I_{\text{тп}} = 5 \cdot 0,25 + 5 \cdot 0,2 + 3 \cdot 0,05 + 5 \cdot 0,2 + 3 \cdot 0,15 + 5 \cdot 0,15 = 4,6;$$

$$\text{Аналог 1} = 1 \cdot 0,25 + 5 \cdot 0,2 + 5 \cdot 0,05 + 5 \cdot 0,2 + 5 \cdot 0,15 + 5 \cdot 0,15 = 4,0;$$

$$\text{Аналог 2} = 1 \cdot 0,25 + 5 \cdot 0,2 + 4 \cdot 0,05 + 5 \cdot 0,2 + 5 \cdot 0,15 + 4 \cdot 0,15 = 3,8.$$

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:

$$I_{\text{финр}}^p = \frac{I_m^p}{I_{\text{финр}}^p}; I_{\text{финаi}}^{ai} = \frac{I_m^{ai}}{I_{\text{финаi}}^{ai}};$$

В результате:

$$I_{\text{финр}}^p = \frac{I_m^p}{I_{\text{финр}}^p} = \frac{4,6}{1} = 4,6; I_{\text{фина1}}^{a1} = \frac{I_m^{a1}}{I_{\text{фина1}}^{a1}} = \frac{4,0}{1,52} = 2,63; I_{\text{фина2}}^{a2} = \frac{I_m^{a2}}{I_{\text{фина2}}^{a2}} = \frac{3,8}{1,37} = 2,77.$$

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

Сравнительная эффективность проекта:

$$\mathcal{E}_{cp} = \frac{I_{\text{финр}}^p}{I_{\text{финаi}}^{ai}}$$

Результат вычисления сравнительной эффективности проекта и сравнительная эффективность анализа представлены в таблице 15.

Таблица 15 – Сравнительная эффективность разработки

№	Показатели	Аналог 1	Аналог 2	Разработка
1	Интегральный финансовый показатель разработки	1,52	1,37	1

Продолжение таблицы 15

2	Интегральный показатель ресурсоэффективностиразработки	4,0	3,8	4,6
3	Интегральный показатель эффективности	2,63	2,77	4,6
4	Сравнительная эффективность вариантов исполнения	2,11	2	1

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

4 Социальная ответственность

В современных условиях одним из основных направлений коренного улучшения всей профилактической работы по снижению производственного травматизма и профессиональной заболеваемости является повсеместное внедрение комплексной системы управления охраной труда, то есть путем объединения разрозненных мероприятий в единую систему целенаправленных действий на всех уровнях и стадиях производственного процесса.

Охрана труда – это система законодательных, социально-экономических, организационных, технологических, гигиенических и лечебно-профилактических мероприятий и средств, обеспечивающих безопасность, сохранение здоровья и работоспособности человека в процессе труда.

Правила по охране труда и техники безопасности вводятся в целях предупреждения несчастных случаев, обеспечения безопасных условий труда работающих и являются обязательными для исполнения рабочими, руководящими, инженерно-техническими работниками.

Опасным производственным фактором, согласно, называется такой производственный фактор, воздействие которого в определенных условиях приводят к травме или другому внезапному, резкому ухудшению здоровья.

Вредным производственным фактором называется такой производственный фактор, воздействие которого на работающего в определенных условиях приводит к заболеванию или снижению трудоспособности.

4.1 Анализ опасных и вредных производственных факторов

Производственные условия на рабочем месте характеризуются наличием опасных и вредных факторов, которые классифицируются по группам элементов: физические, химические, биологические, психофизиологические. В

таблице 16 приведены основные элементы производственного процесса, формирующие опасные и вредные факторы.

Таблица 16 – Основные элементы производственного процесса, формирующие опасные и вредные факторы.

Наименование видов работ и параметров производственного процесса	ФАКТОРЫ [17]		Нормативные документы
	Вредные	Опасные	
Работа на ПЭВМ, (учебная аудитория кафедры ФЭУ)		Электрический ток	ГОСТ 12.1.038-82 ССБТ. Электробезопасность
	Воздействие радиации (ВЧ,УВЧ,СВЧ и так далее)	–	СанПиН 2.2.2/2.4.1340-03 Санитарно- эпидемиологические правила и нормативы. «Гигиенические требования к ПЭВМ и организация работы»
		Пожарная	ППБ 01-03. Правила пожарной безопасности в Российской Федерации.

На магистранта, работающего на компьютере, воздействуют следующие факторы:

- физические: температура и влажность воздуха; шум; статическое электричество; электромагнитное поле низкой частоты; освещённость; наличие излучения;

- психофизиологические.

Психофизиологические опасные и вредные производственные факторы, делятся на: физические перегрузки (статические, динамические) и нервно-психические перегрузки (умственное перенапряжение, монотонность труда, эмоциональные перегрузки).

4.2 Мероприятия по снижению вредного воздействия ПЭВМ

4.2.1 Организационные мероприятия

Весь персонал обязан знать и строго соблюдать правила техники безопасности. Обучение персонала технике безопасности и производственной санитарии состоит из вводного инструктажа и инструктажа непосредственно на рабочем месте ответственным лицом.

Проверка знаний правил техники безопасности проводится квалификационной комиссией или лицом ответственным за рабочее место после обучения на рабочем месте. После чего сотруднику присваивается соответствующая его знаниям и опыту работы квалификационная группа по технике безопасности и выдается удостоверение специального образца.

Лица, обслуживающие электроустановки не должны иметь увечий и болезней, мешающих производственной работе. Состояние здоровья устанавливается медицинским освидетельствованием перед устройством на работу.

4.2.2 Технические мероприятия

Рациональная планировка рабочего места предусматривает четкий порядок и постоянство размещения предметов, средств труда и документации. То, что требуется для выполнения работ чаще должно располагаться в зоне легкой досягаемости рабочего пространства, как показано на рисунке 14.

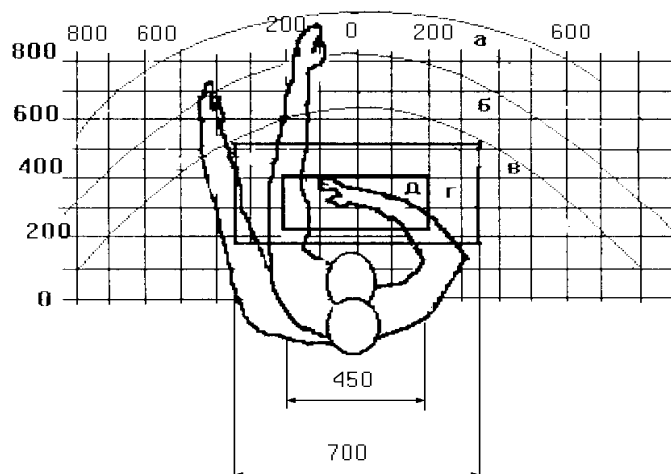


Рисунок 14 – Зоны досягаемости рук в горизонтальной плоскости:
а – зона максимальной досягаемости рук; б – зона досягаемости пальцев при вытянутой руке;
в – зона легкой досягаемости ладони; г – оптимальное пространство для грубой ручной работы; д – оптимальное пространство для тонкой ручной работы

Оптимальное размещение предметов труда и документации в зонах досягаемости рук:

- дисплей размещается в зоне а (в центре);
- клавиатура – в зоне г/д;
- системный блок размещается в зоне б (слева);
- принтер находится в зоне а (справа);
- документация размещается в зоне легкой досягаемости ладони – в (слева) – литература и документация, необходимая при работе; в выдвижных ящиках стола – литература, не используемая постоянно.

При проектировании письменного стола должны быть учтены следующие требования.

Высота рабочей поверхности стола рекомендуется в пределах 680–800 мм. Высота рабочей поверхности, на которую устанавливается клавиатура, должна быть 650 мм. Рабочий стол должен быть шириной не менее 700 мм и длиной не менее 1400 мм. Должно иметься пространство для ног высотой не менее 600 мм, шириной – не менее 500 мм, глубиной на уровне колен – не менее 450 мм и на уровне вытянутых ног – не менее 650 мм.

Рабочее кресло должно быть подъёмно-поворотным и регулируемым по высоте и углам наклона сиденья и спинки, а также расстоянию спинки до переднего края сиденья. Рекомендуется высота сиденья над уровнем пола 420–550 мм. Конструкция рабочего кресла должна обеспечивать: ширину и глубину поверхности сиденья не менее 400 мм; поверхность сиденья с заглублённым передним краем.

Монитор должен быть расположен на уровне глаз оператора на расстоянии 500–600 мм. Согласно нормам, угол наблюдения в горизонтальной плоскости должен быть не более 45° к нормали экрана. Лучше если угол обзора будет составлять 30° . Кроме того должна быть возможность выбирать уровень контрастности и яркости изображения на экране.

Должна предусматриваться возможность регулирования экрана:

- по высоте +3 см;
- по наклону от 10 до 20 градусов относительно вертикали;
- в левом и правом направлениях.

Клавиатуру следует располагать на поверхности стола на расстоянии 100–300 мм от края. Нормальным положением клавиатуры является её размещение на уровне локтя оператора с углом наклона к горизонтальной плоскости 15° . Более удобно работать с клавишами, имеющими вогнутую поверхность, четырёхугольную форму с закруглёнными углами. Конструкция клавиши должна обеспечивать оператору ощущение щелчка. Цвет клавиш должен контрастировать с цветом панели.

4.2.3 Условия безопасной работы

Основные параметры, характеризующие условия труда – это микроклимат, шум, вибрация, электромагнитное поле, излучение, освещённость.

Воздух рабочей зоны (микроклимат) производственных помещений определяют следующие параметры: температура, относительная влажность,

скорость движения воздуха. Оптимальные и допустимые значения характеристик микроклимата приведены в таблице 17.

Таблица 17 – Оптимальные и допустимые параметры микроклимата.

Период года	Температура, °С	Относительная влажность, %	Скорость движения воздуха, м/с
Холодный и переходный	23–25	40–60	0,1
Тёплый	23–25	40	0,1

К мероприятиям по оздоровлению воздушной среды в производственном помещении относятся: правильная организация вентиляции и кондиционирования воздуха, отопление помещений. Вентиляция может осуществляться естественным и механическим путём. В помещение должны подаваться следующие объёмы наружного воздуха: при объёме помещения до 20 м³ на человека – не менее 30 м³ в час на человека; при объёме помещения более 40 м³ на человека и отсутствии выделения вредных веществ допускается естественная вентиляция.

Система отопления должна обеспечивать достаточное, постоянное и равномерное нагревание воздуха. В помещениях с повышенными требованиями к чистоте воздуха должно использоваться водяное отопление. Параметры микроклимата в используемой лаборатории регулируются системой центрального отопления, и имеют следующие значения: влажность – 40%, скорость движения воздуха – 0,1 м/с, температура летом 20–25 °С, зимой – 13–15 °С. В лаборатории осуществляется естественная вентиляция.

Шум и вибрация ухудшают условия труда, оказывают вредное воздействие на организм человека, а именно, на органы слуха и на весь организм через центральную нервную систему. В результате этого ослабляется внимание, ухудшается память, снижается реакция, увеличивается число ошибок при работе. Шум может создаваться работающим оборудованием, установками кондиционирования воздуха, осветительными приборами дневного света, а

также проникать извне. При выполнении работы на ПЭВМ уровень шума на рабочем месте не должен превышать 50 дБ.

Экран и системные блоки производят электромагнитное излучение. Основная его часть происходит от системного блока и видео-кабеля. Согласно напряженность электромагнитного поля на расстоянии 50 см вокруг экрана по электрической составляющей должна быть не более:

- в диапазоне частот 5Гц–2кГц – 25В/м;
- в диапазоне частот 2кГц–400кГц – 2,5В/м.

Плотность магнитного потока должна быть не более:

- в диапазоне частот 5Гц–2кГц – 250нТл;
- в диапазоне частот 2кГц–400кГц – 25нТл.

Существуют следующие способы защиты от ЭМП:

- увеличение расстояния от источника (экран должен находиться на расстоянии не менее 50 см от пользователя);
- применение приэкранных фильтров, специальных экранов и других средств индивидуальной защиты.

При работе с компьютером источником ионизирующего излучения является дисплей. Под влиянием ионизирующего излучения в организме может происходить нарушение нормальной свертываемости крови, увеличение хрупкости кровеносных сосудов, снижение иммунитета и др. Доза облучения при расстоянии до дисплея 20 см составляет 50 мкР/час. По нормам конструкция ЭВМ должна обеспечивать мощность экспозиционной дозы рентгеновского излучения в любой точке на расстоянии 0,05 м от экрана не более 100 мкР/час.

Утомляемость органов зрения может быть связана как с недостаточной освещенностью, так и с чрезмерной освещенностью, а также с неправильным направлением света.

4.3 Электробезопасность

Оператор ЭВМ работает с электроприборами: компьютером (дисплей, системный блок и т.д.) и периферийными устройствами. Существует опасность поражения электрическим током в следующих случаях:

- при непосредственном прикосновении к токоведущим частям во время ремонта ЭВМ;
- при прикосновении к нетоковедущим частям, оказавшимся под напряжением (в случае нарушения изоляции токоведущих частей ЭВМ);
- при прикосновении с полом, стенами, оказавшимися под напряжением;
- при коротком замыкании в высоковольтных блоках: блоке питания и блоке дисплейной развёртки.

Проходя через организм человека, электрический ток производит термическое, электролитическое и биологическое действие.

Термическое действие тока проявляется в ожогах тела, нагреве и повреждении кровеносных сосудов, нервов, мозга и других органов и систем, что вызывает их серьезные функциональные расстройства. Электролитическое действие тока проявляется в разложении крови и других жидкостей в организме, вызывая тем самым значительные нарушения их физико-химических составов, а также ткани в целом. Биологическое действие тока выражается главным образом в нарушении биоэлектрических процессов, свойственных живой материи, с которыми связана ее жизнеспособность

Мероприятия по обеспечению электробезопасности электроустановок:

- отключение напряжения с токоведущих частей, на которых или вблизи которых будет проводиться работа, и принятие мер по обеспечению невозможности подачи напряжения к месту работы;
- вывешивание плакатов, указывающих место работы;
- заземление корпусов всех установок через нулевой провод;

- покрытие металлических поверхностей инструментов надежной изоляцией;
- недоступность токоведущих частей аппаратуры (заключение в корпуса электропоражающих элементов, заключение в корпус токоведущих частей).

4.4 Пожарная и взрывная безопасность

Согласно, в зависимости от характеристики используемых в производстве веществ и их количества, по пожарной и взрывной опасности помещения подразделяются на категории А, Б, В, Г, Д. Так как помещение по степени пожаровзрывоопасности относится к категории В, т.е. к помещениям с твердыми сгорающими веществами, необходимо предусмотреть ряд профилактических мероприятий.

Возможные причины загорания:

- неисправность токоведущих частей установок;
- работа с открытой электроаппаратурой;
- короткие замыкания в блоке питания;
- несоблюдение правил пожарной безопасности;
- наличие горючих компонентов: документы, двери, столы, изоляция кабелей и т.п.

Мероприятия по пожарной профилактике подразделяются на: организационные, технические, эксплуатационные и режимные.

Организационные мероприятия предусматривают правильную эксплуатацию оборудования, правильное содержание зданий и территорий, противопожарный инструктаж рабочих и служащих, обучение производственного персонала правилам противопожарной безопасности, издание инструкций, плакатов, наличие плана эвакуации.

К техническим мероприятиям относятся: соблюдение противопожарных правил, норм при проектировании зданий, при устройстве электропроводов и оборудования, отопления, вентиляции, освещения, правильное размещение оборудования.

К режимным мероприятиям относятся, установление правил организации работ, и соблюдение противопожарных мер. Для предупреждения возникновения пожара от коротких замыканий, перегрузок и т. д. необходимо соблюдение следующих правил пожарной безопасности:

- исключение образования горючей среды (герметизация оборудования, контроль воздушной среды, рабочая и аварийная вентиляция);
- применение при строительстве и отделке зданий негорючих или трудно сгораемых материалов;
- правильная эксплуатация оборудования (правильное включение оборудования в сеть электрического питания, контроль нагрева оборудования);
- правильное содержание зданий и территорий (исключение образования источника воспламенения –предупреждение самовозгорания веществ, ограничение огневых работ);
- обучение производственного персонала правилам противопожарной безопасности;
- издание инструкций, плакатов, наличие плана эвакуации;
- соблюдение противопожарных правил, норм при проектировании зданий, при устройстве электропроводов и оборудования, отопления, вентиляции, освещения;
- правильное размещение оборудования;
- своевременный профилактический осмотр, ремонт и испытание оборудования.

При возникновении аварийной ситуации необходимо:

- сообщить руководителю;
- позвонить в аварийную службу (МЧС – тел. 112);

- принять меры в соответствии с инструкцией.

Закключение

В наше время ядерная медицина совершила огромный скачок в развитии. Сейчас сложно представить высокоинформативные диагностические исследования в кардиологии, онкологии, эндокринологии, пульманологии, урологии, неврологии и других областях медицины, без использования радионуклидов и мечеными ими соединений. ^{99m}Tc применяется в 80 % таких исследований и потребность в нем только возрастает, поэтому необходимо систематизировать и сделать промышленным производство этого изотопа, а также материнского изотопа ^{99}Mo .

Первостепенной задачей данной работы, было рассмотрение возможности размещения экспериментального канала в периферийной части активной зоны реактора ИРТ-Т, а также оценка целесообразности такого размещения. На первом этапе были обозначены энергетические интервалы, в которых скорость реакции образования ^{99}Mo была наибольшей. Это позволило выделить в реакторе те вертикальные экспериментальные каналы, в которых были бы высокие значения наработанных концентраций ^{99}Mo

Анализ наработки ^{99}Mo в различных экспериментальных каналах показал, что наибольшая концентрация ^{99}Mo наблюдается в центральных каналах, в период облучения – семь дней. Однако одновременное облучение мишеней в центральных каналах и периферийном канале позволит увеличить суммарную наработку изотопа на 37 %.

Использование молибдена природного изотопного состава, приводит к увеличению массы облучаемого сырья более чем в 4 раза, по сравнению с использованием высокообогащенного ^{98}Mo .

Было обнаружено, что уменьшение радиуса экспериментального канала дает прирост потока резонансных нейтронов в зоне расположения мишени на 2–3 % на каждый миллиметр.

Облучение в периферийном канале диаметром 36 мм мишени с ^{98}Mo массой в 1,5 раза больше массы мишени облучаемой в центральном канале

позволит получать одинаковую активность ^{99}Mo как в ЦК, так и в ПК-1. Это позволит либо увеличить одновременное производство ^{99}Mo в два раза, либо перенести наработку ^{99}Mo на периферийный канал, освободив центральный канал для других нужд.

Список публикации студента

1. Анализ возможности увеличения объемов производства медицинского изотопа ^{99m}Tc на реакторе ИРТ-Т / Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине: сборник тезисов докладов VIII Международной научно-практической конференции, г. Томск, 1-3 июня 2016 г. // Национальный исследовательский Томский политехнический университет (ТПУ); под ред. О. Ю. Долматова [и др.]. — Томск: Изд-во ТПУ, 2016. — [С. 125-126].

2. Анализ возможности увеличения объемов производства ^{99}Mo на реакторе ИРТ-Т / VII Школа-конференция молодых атомщиков Сибири: сборник тезисов докладов, 19-21 октября 2016 г., г. Северск. — Северск: Изд-во СТИ НИЯУ МИФИ, 2016. — [С. 103].

3. Определение оптимального расположения периферийного канала для облучения ^{98}Mo в реакторе ИРТ-Т / научная сессия НИЯУ МИФИ: сборник тезисов докладов, 10-14 апреля 2017 г., г. Северск. — Северск: Изд-во СТИ НИЯУ МИФИ, 2017. — [С. 77-78].

4. Повышение эффективности процесса наработки радиоизотопа Tc-99m на реакторе ИРТ-Т / научная сессия НИЯУ МИФИ: сборник тезисов докладов, 10-14 апреля 2017 г., г. Северск. — Северск: Изд-во СТИ НИЯУ МИФИ, 2017.

Список использованной литературы

1. Obtaining Molybdenum-99 in Research Reactor IR-T With Using Resonance Neutrons: nuclear Instruments and Methods in Phys/ Ryabchikov A.I., Skuridin V.S., Nesterov E.A., Chibisov E.V., Golovkov V.M. Res. – 2004. – В 213. – р. 364–368.
2. Бекман И.Н. Радиоактивные элементы. – Москва: МГУ. 2005 г. – 870 с.
3. Eckardt A., Runge K., Jantsch K. Fission Molybdenum-99 Production and Nuclear Safety in the AMOR-1: isotopenpraxis. – 1990. – v.26. – No 3. – р. 140-141.
4. Герасимов А.С., Кисилев Г.В., Ланцов М.И. Получение ^{99}Mo в ядерных реакторах. Атомная энергетика. Vol. 67, № 2, August (1989) 104–108 с.
5. Mirsadeh S., Alexander C.W., Knapp F.F. The Advanced neutron source (ANS) – a Proposed National Resource for Medical Radioisotope Production // J. Nucl. Med. Vol. 35, № 5 Suppl. (1994) 245 p.
6. Korecky J., Nierop D. The European Activation File EAF-4-Summary Documentation, ECN-C-95-075/ ECN Report, Petten, Netherlands. Decemb. 1995.
7. Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Рудик А.П. Справочник по образованию нуклидов в ядерном реакторе. – Москва: Энергоатомиздат. 1989 г. – 345 с.
8. Скуридин В.С. Методы и технологии получения радиофармпрепаратов. – Томск: ТПУ. 2012 г. – 139 с.
9. Шкаровский Д.А. Описание применения и инструкция для пользователей программ, собранных из модулей пакета MCU-5. – Москва: МИФИ. 2012 г. – 11 с.
10. Shchurovskaya M. V.et al. Control rod calibration simulation using Monte Carlo code for the IRT-type research reactor //Annals of Nuclear Energy. – 2016. – Т. 96. – С. 332-343.

11. Кузьмина Е.А, Кузьмин А.М. Методы поиска новых идей и решений "Методы менеджмента качества" №1 2003 г.
12. Кузьмина Е.А, Кузьмин А.М. Функционально-стоимостный анализ. Экскурс в историю. "Методы менеджмента качества" №7 2002 г.
13. Основы функционально-стоимостного анализа: Учебное пособие / под ред. М.Г. Карпунина и Б.И. Майданчика. - М.: Энергия, 1980. - 175 с.
14. Об основах охраны труда в Российской Федерации: Федеральный закон от 17.07.99 №181 // Справочная правовая система Консультант плюс.
15. ГОСТ 12.0.003-74 – Опасные и вредные производственные факторы. Классификация // Справочная правовая система Консультант плюс.
16. ГОСТ 12.1.038-82 ССБТ – Система стандартов безопасности труда. Электробезопасность. Предельно допустимые значения напряжений прикосновения и токов. // Справочная правовая система Консультант плюс.
17. СанПиН 2.2.2/2.4.1340-03 – Гигиенические требования к персональным электронно-вычислительным машинам и организации работы. // Справочная правовая система Консультант плюс.
18. ППБ 01-03 – Правила пожарной безопасности в Российской Федерации. // Справочная правовая система Консультант плюс.
19. СНиП 21-01-97 – Пожарная безопасность зданий и сооружений. // Справочная правовая система Консультант плюс.
20. СанПин 2.6.1.2523-09 (НРБ 99/2009) - Нормы радиационной безопасности. // Справочная правовая система Консультант плюс.

**Приложение А
(Обязательное)**

Production technology of ^{99}Mo

Студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM5B	Бондаренко Е.А.		

Консультант кафедры ФЭУ

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Старший преподаватель каф. ФЭУ ФТИ	Семенов А.О			

Консультант – лингвист кафедры ИЯФТ

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Старший преподаватель каф. ИЯФТ ФТИ	Кабрышева О.П.			

Abstract

The master`s thesis contents – work with., Fig., Table, sources, adj.

Key words: radionuclide, radiopharmaceutical, nuclear reactor, experimental channel, molybdenum, activity, neutron flux, technetium generator.

The object of the study is the production of ^{99}Mo isotope in the peripheral channel of the IRT-T reactor.

The goal of this work is to analyze the possibility of ^{99}Mo isotope production in the peripheral channel of the IRT-T reactor.

In the course of the study the optimal location of the peripheral channel for production of ^{99}Mo and calculation of the isotope activity accumulated in the peripheral channel in the MCU-PTR package were determined.

As a result of this investigation the optimum location of the peripheral channel for ^{99}Mo irradiation was determined as well as the activity value of the ^{99}Mo isotope production in this channel.

The main design, technological and operational characteristics: the power of IRT-T reactor is 6 MW, MoO_3 molybdenum oxide target; experimental channel $\varnothing$ 36 mm; 7 days – time of irradiation.

Degree of implementation: currently the isotope ^{99}Mo is successfully developed in the central channels in IRT-T reactor and research work is constantly carried out to improve the operating efficiency.

Application sphere: nuclear medicine, medical diagnostics, nuclear industry.

The economic efficiency of this work is high because the demand for radionuclides is growing every day.

In the future, it is planned to conduct experiments for confirmation of the results which was calculated in the MCU-PTR package.

Abbreviations

AECL – Atomic biphasic extraction chromatographic

ANSTO – Australian Nuclear Science and Technology Organisation

BATAN – National Nuclear Energy Agency, Indonesia

CINR – Central Institute for Nuclear Research Rossendorf, Germany

GMP – good manufacturing practices

HLG-MR – High-Level Group on Security of Supply of Medical
Radioisotopes

IRE – Institute for Radioisotopes, Belgium

KAERI – Korea Atomic Energy Research Institute

MIPS – medical isotopes production system

MTR – materials testing reactor

MURR – University of Missouri Research Reactor, USA

OECD/NEA – OECD Nuclear Energy Agency

Content

Introduction.....	69
A.1 Production of $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$	71
A.1.1 Reactor based production.....	73
A.1.1.1 Fission based (n,f) production in heterogeneous reactors.....	73
A.1.1.1.1 Targets and processing methods.....	74
A.1.2 Fission based (n,f) production in homogeneous reactors.....	80
A.1.3 Neutron activation production (n, γ) in heterogeneous reactors.....	81
A.2 $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ generator systems and chemistry.....	84
A.2.1 High specific activity (fission product) generators.....	84
A.2.2 Low specific activity $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ recovery methods.....	86
A.2.3 Liquid-liquid generator concept.....	87
Conclusion.....	90
References.....	91

Introduction

^{99m}Tc is used in approximately 85 % of nuclear medicine diagnostic imaging procedures worldwide. Almost all the ^{99m}Tc used for this purpose is obtained from the radioactive decay of ^{99}Mo , which is produced by processing irradiated uranium targets in Belgium (IRE), Canada (AECL/Nordion), the Netherlands (Covidien) and South Africa (NTP). After irradiation, the uranium targets are processed to extract ^{99}Mo , which in turn is purified for use in $^{99}\text{Mo}/^{99m}\text{Tc}$ generators that are shipped to radiopharmacies, hospitals and clinics. Demographic and medical trends suggest that, at least in the near future, global demand for ^{99m}Tc will grow at an average annual rate of 3–8 % as these diagnostic imaging procedures expand to new markets, such as those in Asia [1].

The research reactors used to irradiate targets that produce most of the world's supply of ^{99}Mo are over 40 years old. Planned and unplanned shutdowns of some of these reactors have resulted in several recent $^{99}\text{Mo}/^{99m}\text{Tc}$ supply interruptions. These interruptions prompted international organizations and several government agencies to step up efforts to find both short and long term solutions to supply shortages. In response to a Canadian government initiative, the OECD/NEA established the High Level Group on the Security of Supply of Medical Radioisotopes (HLG-MR) with participation by the IAEA as an observer. Several Member States of the IAEA expressed concern about supply shortages during the 2009, 2010 and 2011 Board of Governors Meetings and IAEA General Conferences (GC). The 2009 Conference, in Resolution GC(53)/RES13, urged the Secretariat “to work cooperatively with other international initiatives ... to implement activities that will contribute to enhancing the ^{99}Mo production capacity, including in developing countries, in an effort to ensure the security of supplies of ^{99}Mo to users worldwide”. These calls for action continued throughout 2012 in the work of the OECD and IAEA. In support of these efforts, the OECD published economic and technology studies on the ^{99}Mo supply chain [2].

The IAEA convened a group of experts to initiate a new activity specifically aimed at supporting global efforts to improve $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ supply reliability and promoting the conversion of ^{99}Mo production from highly enriched uranium (HEU) to low enriched uranium (LEU). Three of the four facilities used to produce most of the world's supply of ^{99}Mo use HEU targets with ^{235}U enrichments of up to 93 %. The remaining producer, NTP in South Africa, produces ^{99}Mo using 19.75 % LEU and 45 % HEU. Plans for converting South African production to LEU reached a major milestone in 2010 when LEU based ^{99}Mo was imported into the United States of America for use in patients. The Australian Nuclear Science and Technology Organization is routinely producing ^{99}Mo from LEU targets irradiated in the OPAL reactor. Efforts continue to ramp up production there.

The IAEA's focus on the conversion of ^{99}Mo production from HEU to LEU is part of a long standing effort to eliminate HEU use in civilian applications. This effort received a boost in 2009 when the US National Academy of Sciences concluded that the elimination of HEU in medical isotope production is technically and economically feasible [3]. The scope of all IAEA activities related to improving $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ supplies, including this publication, supports global efforts to eliminate the civilian use of HEU.

The reliability of $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ supply can be improved by increasing diversity and redundancy in all aspects of the supply chain. Smaller scale production (for domestic and regional use) and well distributed production facilities are important supplements for increasing supply reliability. Several alternative/supplementary technologies for producing $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ have been proposed. Some of them are not yet commercially proven and some are still in the early stages of development. International exchanges of information can hasten the development of technically and economically viable technologies and prepare them for deployment.

A.1 Production of $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$

^{99}Mo is a radioactive isotope that undergoes beta decay with about a 66 hour half-life (Figure 1). About 88 % of these decays result in the production of the metastable isotope $^{99\text{m}}\text{Tc}$ (Figure 1), which subsequently decays to the ground state ($^{99\text{g}}\text{Tc}$) with about a 6 hour half-life.

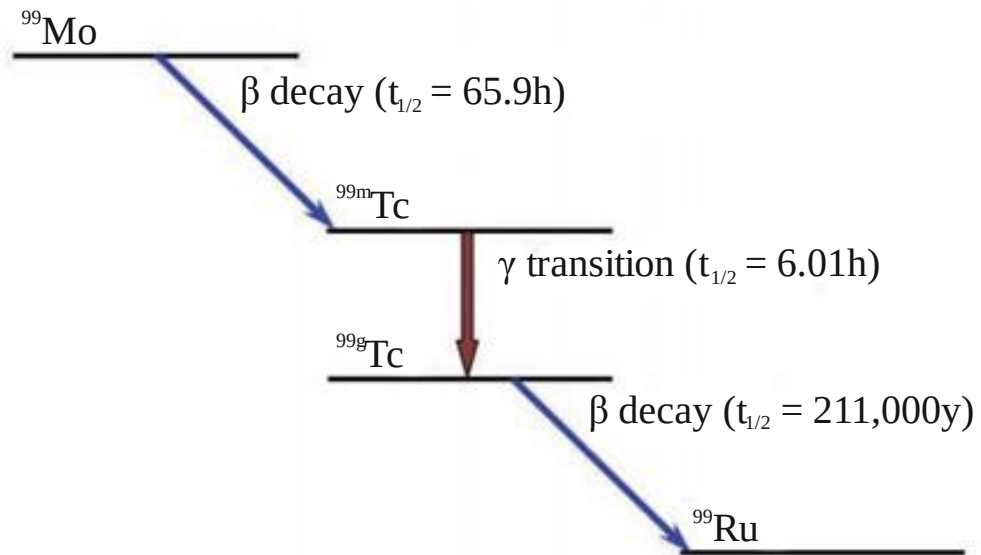


Figure 1 – ^{99}Mo decay

The present ‘gold standard’ process for producing ^{99}Mo for medical isotope use involves the neutron fission of ^{235}U (i.e. $^{235}\text{U}(\text{n},\text{f})^{99}\text{Mo}$) in multipurpose research reactors. About 6.1 % of the ^{235}U fissions produce ^{99}Mo . The cross-section for this reaction is large (~ 584 barns for thermal neutrons) compared with other production processes shown in Figure 2.

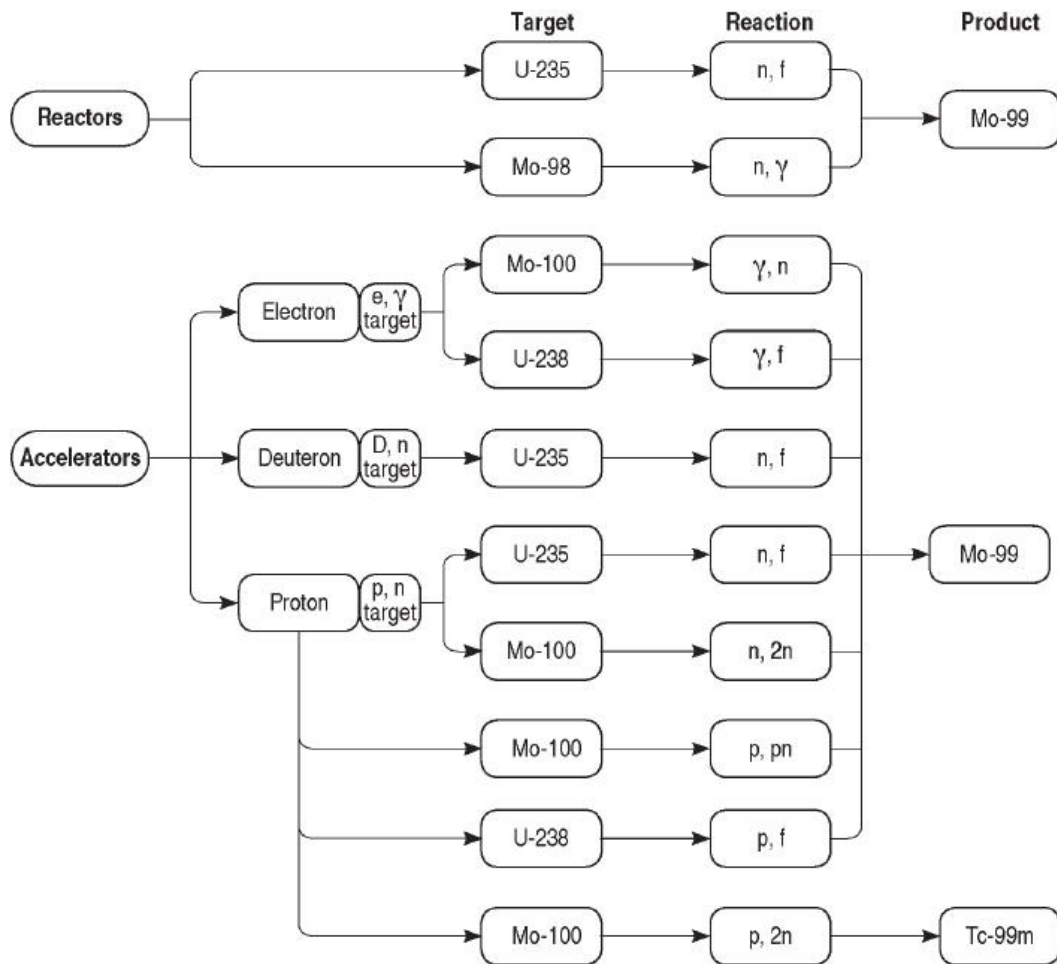


Figure 2 – Schemes for producing ^{99}Mo and $^{99\text{m}}\text{Tc}$ discussed in this report.

Multipurpose research reactors are especially well suited for ^{99}Mo production because they have space for irradiating multiple targets at high neutron fluence rates (typically in the order of 10^{13} – 10^{14} neutrons per square centimetre per second ($\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$)). ^{99}Mo can be produced through a number of other schemes illustrated in Figure 2:

- Fission of ^{235}U with neutrons produced in deuteron and proton accelerators through (D, n) and (p, n) reactions on heavy targets.
- Neutron activation of ^{98}Mo (i.e. $^{98}\text{Mo}(\text{n},\gamma)^{99}\text{Mo}$). This process is only practical for reactor based production owing to the small activation cross-section (0.13 b for thermal neutrons). Also, ^{99}Mo produced through this process has a lower specific activity than neutron fission produced ^{99}Mo .
- Photofission of ^{100}Mo (i.e. $^{100}\text{Mo}(\gamma,\text{n})^{99}\text{Mo}$). The energetic photons used in this production scheme are obtained by irradiating heavy targets with electron beams produced by linear accelerators.

^{99m}Tc can also be produced directly through (p, 2n) reactions on targets containing ^{98}Mo . This production scheme eliminates the need for intermediate production steps involving the recovery and purification of ^{99}Mo . However, it is suitable only for short (e.g. city scale) supply chains because of the short half-life of ^{99m}Tc .

All the production schemes result in the production of by-product wastes. The major waste streams include off-gas generated during target processing and liquid and solid processing residues. Some key waste production characteristics for each production scheme are described in this report.

A.1.1 Reactor based production

A.1.1.1 Fission based (n,f) production in heterogeneous reactors

At present, most of the world's supply of ^{99}Mo for medical diagnostic imaging is produced by irradiating solid targets containing ^{235}U in heterogeneous reactors. After irradiation in the reactor, the target is digested in acid or alkaline solutions and ^{99}Mo is recovered through a series of extraction (separation) and purification steps. Most current ^{99}Mo production utilizes targets containing HEU. However, LEU targets have been developed and are currently being used for small to medium scale¹ commercial ^{99}Mo production by several organizations:

- Targets containing uranium-aluminium dispersed in an aluminium matrix (commonly referred to as UAl_2 or UAL_x targets). The dispersion is clad between thin (nominally 0.3 mm) aluminium plates. These targets are currently being used by CNEA, ANSTO and NECSA2 to produce ^{99}Mo .

- Targets containing uranium metal foil. The foil is clad between aluminium tubes and is separated from the cladding by a recoil barrier; the barrier prevents the foil from bonding to the cladding. These targets have been successfully irradiated and processed on a trial basis at BATAN, CNEA and MURR.

A 2009 report from the USA National Academy of Sciences concluded that “LEU targets that could be used for large scale production of ^{99}Mo have been

developed and demonstrated.” The expert committee that authored this report also concluded that it saw “no technical reasons that adequate quantities (of ^{99}Mo) cannot be produced from LEU targets in the future” [4]. While the present IAEA report was being developed, ANSTO demonstrated large scale production of ^{99}Mo , although it has not yet implemented routine production on a large scale.

A.1.1.1.1 Targets and processing methods

Uranium-aluminium (UAl_x) dispersion targets comprised of HEU and LEU are currently being used to produce ^{99}Mo worldwide. These targets are manufactured to MTR fuel specifications by both CERCA and CNEA and are qualified to moderate burnup (i.e. $> 30\%$). This burnup is typically several times greater than that experienced during target irradiation for ^{99}Mo production. Historically, multiple thousands of HEU dispersion targets have been safely irradiated and processed to produce ^{99}Mo of high quality and purity.

The uranium density (also referred as uranium loading) of an LEU dispersion target is in the range of $2.5\text{--}3.0\text{ gU/cm}^3$. In contrast, the maximum uranium density of HEU dispersion targets now in use is $\leq 1.6\text{ gU/cm}^3$. In comparison, uranium metal targets have a density of 19.0 g/cm^3 .

LEU Al_x dispersion targets are currently being irradiated on a routine basis to produce ^{99}Mo in Argentina, Australia and South Africa. Both Covidien and IRE currently use HEU Al_x dispersion targets manufactured by CERCA to produce ^{99}Mo . CERCA is currently manufacturing LEU Al_x dispersion targets for NECSA. ANSTO has used LEU Al_x dispersion targets supplied by both CERCA and CNEA.

LEU dispersion target fabrication begins with LEU UAl_2 particles matrixed with pure aluminium powder. The UAl_2 to $\text{UAl}_3/\text{UAl}_4$ phase transformation is inherent to the fabrication process used to manufacture these targets. (The various steps of the fabrication process convert UAl_2 to $\text{UAl}_3/\text{UAl}_4$.) The ratio of UAl_3 to UAl_4 in a finished target will vary from manufacturer to manufacturer depending on

the processes and heat treatments that are used in fabricating the powder, core compacts and target plates.

All current ^{99}Mo producers who use LEU Al_x targets use an alkaline digestion chemical process. Multiple targets are digested in a dissolver unit containing sodium hydroxide (NaOH), or, in the case of IRE and PINSTECH, NaOH and NaNO_3 . The molybdenum in the dissolution liquor is then recovered and purified by a series of processing steps. The number of purification steps, typically four or five, varies from producer to producer. The alkaline digestion based chemical processing scheme for LEU Al_x dispersion targets has been successfully demonstrated with LEU targets in Australia, Argentina and South Africa.

GSG is also marketing a chemical digestion processes called ROMOL99 [5]. The process involves the dissolution of UAl_x dispersion targets in a closed system under reduced pressure conditions (and without generation of H_2) including a NH_3 - and iodine removal process step. The process is being operated using semiautomated process control. This process is currently being used with HEU targets by PINSTECH and in Dimitrovgrad (Russian Federation) with a production capacity of 200–250 6 day Ci (7400–9250 GBq).

U_3Si_2 has been successfully used as research reactor fuel for many years. This fuel is manufactured to established and industry accepted MTR fuel specifications. It has been qualified to a uranium loading of 4.8 g/cm^3 for research reactors. For use as a ^{99}Mo production target, a uranium loading of 6.0 g/cm^3 is achievable.

In October 1988 the US Nuclear Regulatory Commission (NRC) approved the use of U_3Si_2 -Al dispersion fuel in its licensed plate type reactors at densities of up to 4.8 gU/cm^3 and up to power densities and ^{235}U burnup values typical of fuels tested in the 30 MW Oak Ridge Research Reactor at the Oak Ridge National Laboratory. Since that time regulatory authorities in many other countries have approved the use of U_3Si_2 -Al plate type fuel.

The French research reactor fuel fabricator (CERCA) announced in 1992 that it could provide U_3Si_2 -Al dispersion fuels up to a density of 6.0 gU/cm^3 . Five fuel plates with uranium densities of 5.8 and 6.0 gU/cm^3 were irradiated at the Siloé

reactor in Grenoble, France, to a burnup of 55 % in 1995 to 1997 and two 5.8 gU/cm³ fuel assemblies were irradiated in Osiris to a burnup of 74 % in 1997 and 1998. These irradiations produced very good results.

These manufacturing developments and irradiations have shown that higher density U₃Si₂-Al dispersion fuel can be manufactured reliably and perform well under irradiation. By the definition of ‘qualified fuel’ presented in Ref., 6.0 gU/cm³ U₃Si₂-Al dispersion fuel can be considered to be qualified for use under conditions that do not exceed those of the test irradiations described above. Uranium silicide-aluminium dispersion targets have been evaluated for use to produce ⁹⁹Mo [6]. Dissolution of 4.8 gU/cm³ U₃Si₂-Al targets by a process has been demonstrated on a laboratory scale. The mechanism and rates for dissolution of the aluminium cladding, aluminium in the fuel matrix and the silicide particles are understood. Irradiated silicide has a slow dissolution rate owing to the bonding of silicide particles during irradiation. A chemical method to break up the fused silicide particles before or during dissolution is required to successfully process these targets.

Uranium nitride MTR fuel plates have been developed and fabricated on a laboratory scale. Uranium nitrides are denser, more stable and conduct heat better than mixed uranium-plutonium oxide reactor fuels – properties that suggest these fuels could run cooler in power reactors to generate more thermal energy.

In the mid-1980s, a method to create a discrete compound of uranium nitride was discovered. The compound is uranium nitride important because its ceramic state, uranium mononitride, was identified as a candidate for reactor nuclear fuel.

Argonne has developed an LEU foil target for ⁹⁹Mo production. The uranium loading of the LEU foil is approximately 19 g/cm³. This is much higher than the uranium loading of HEU or LEU dispersion targets, which typically contain no more than 1.6 gU/cm³ and between 2.5 and 3.0 g U/cm³, respectively, as noted previously.

The target consists of a thin (typically 100–150 µm thick) uranium foil sandwiched between 15 µm thick nickel or 40 µm thick aluminium fission recoil barriers. The foil barrier sandwich is contained in a tubular aluminium cladding. The

fission barrier prevents the LEU foil from bonding with the aluminium cladding during irradiation.

After irradiation, the foil is removed from the aluminium cladding for chemical processing and the cladding is discarded as low activity solid waste. The removal of the foil from the cladding prior to chemical processing reduces the processing time and the volume of processing waste compared to LEU dispersion targets. The target has been chemically processed using the LEU Modified Cintichem process developed by Argonne, which involves dissolution in nitric acid (HNO_3).

LEU foil targets have a limited irradiation history. Targets have been successfully irradiated in Argentina, Indonesia, Australia and the USA. Approximately thirty LEU foil targets have been irradiated worldwide to date. Furthermore, LEU foil targets are not currently manufactured to an industry accepted standard or specification. Such a standard or specification must be developed and a corresponding target qualification programme must be implemented before this target can be adopted for widespread use.

Additionally, LEU foil targets have not been industrially adapted to the alkaline target dissolution processes used by many current ^{99}Mo producers. Argonne has developed two front end options for using LEU foil targets in alkaline based processes for use with these targets. It is anticipated that they will be demonstrated on a production scale in 2013.

A small scale ^{99}Mo producer (BATAN in Indonesia) planned to convert to LEU foil targets after exhausting its inventory of HEU. (At the time of this report, BATAN was not producing LEU foil target based ^{99}Mo .) Consequently, for small scale ^{99}Mo production, target fabrication and chemical processing of LEU foil targets is not yet fully mature.

Work is in progress by the University of Missouri, Argonne and B&W Y-12 to develop LEU foil annular target specifications, a manufacturing method for high volume target production and quality control test criteria. Work is also in progress to transition the annular design to a plate (flat or curved) geometry as an option.

The concept of uranium metal targets is by no means new. Natural uranium metal slugs electroplated with nickel ($\sim 7\ \mu\text{m}$ in thickness) and clad in aluminium (1.27 mm in thickness) were used to produce plutonium in the Savannah River reactors [7]. Thousands of these slugs were routinely irradiated and chemically processed over a period of about fifty years.

CINR Rossendorf routinely irradiated and processed natural uranium metal pellet targets to produce ^{99}Mo from 1963–1980. The target material was dissolved in HCl and ^{99}Mo was separated from the dissolution liquor using an alumina column. Commercially available 5 % enriched uranium metal in the form of pellets, disks or strips could be used in lieu of natural uranium target material for ^{99}Mo production. GSG developed a processing system concept, LITEMOL, which aims to provide a small scale ^{99}Mo production capability to those institutions operating research reactors with moderate neutron flux densities ($1\text{--}5\cdot 10^{13}$). The chemistry of the LITEMOL concept is identical to that used at CINR. However, this processing concept has not yet been demonstrated using the commercially available 5 % enriched uranium metal disks or strips.

ANSTO routinely irradiated 1.8 % enriched UO_2 pellets to produce ^{99}Mo in the early 1980s. The enrichment of the pellets was later increased to 2.2 %. The density of UO_2 in a dispersed phase was approximately $9.7\ \text{g/cm}^3$. The pellets were irradiated for up to 7 days in a double encapsulated aluminium can configuration. The small gap between the fuel pellets and the aluminium irradiation can was filled with magnesium oxide (MgO) to enhance heat dissipation.

Following irradiation, the pellets were separated from the MgO powder by sieving, followed by dissolution in concentrated nitric acid. The solution was passed through an alumina column, which sorbed the ^{99}Mo . The remainder of the solution, which contained uranium and most of the fission products, passed through the column. The alumina column was then washed in sequence with nitric acid, purified water and a dilute ammonia solution to remove traces of contaminants.

The purified ^{99}Mo was eluted from the column with concentrated ammonia solution, followed by boiling the solution to remove residual traces of iodine and

ruthenium. The alumina column separation was repeated to produce ^{99}Mo of the specified purity.

Uranium aluminide alloy target is fabricated from U-Al alloy rods clad with aluminium. This target is manufactured by AECL using HEU and is of the same basic construction as the HEU fuel rods that were used in the NRU reactor before its conversion.

LEU based targets of the same general design and dimensions would yield less ^{99}Mo activity than the HEU targets they replace. The amount of decrease would depend on the density of ^{235}U in the LEU target compared to the HEU target.

Uranium metal particle aluminium matrix dispersion target design is being developed by KAERI. An atomization process produces 50–150 μm uniform spherical uranium metal particles, which are incorporated into an aluminium metal matrix to produce the target meat. A uranium volume fraction is anticipated of up to 50 % (approximately 9.0 gU/cm^3) in the target meat with these small particle sizes. Small amounts of silicon, chromium, iron or other elements can be alloyed with the uranium metal and/or a small amount of silicon can be alloyed with the pure aluminium matrix to retard the interaction with uranium metal particles.

A.1.2 Fission based (n,f) production in homogeneous reactors

A pseudo-prototype system, ^{99}Mo production and recovery from an aqueous homogeneous reactor (ARGUS), has been demonstrated on a pilot scale in the Russian Federation. The Kurchatov Institute, in collaboration with Argonne and Technology Commercialization International, a private company from the USA that is no longer in business, developed an LEU uranyl sulphate based aqueous homogeneous reactor at ARGUS to produce ^{99}Mo . The concept never progressed beyond laboratory scale development, but a similar concept is now being pursued by CJSC Resources and Technologies [8] and ROSATOM. Babcock and Wilcox has developed a conceptual design for a 200 kW aqueous homogeneous reactor and recovery system to produce ^{99}Mo , called MIPS. The reactor fuel solution, which

contains LEU salt dissolved in water and acid, is also the target material for ^{99}Mo production. The reactor would be operated to allow the buildup of ^{99}Mo in the fuel solution. The reactor would then be shut down and the fuel solution pumped through a recovery column that preferentially sorbs molybdenum. ^{99}Mo would be recovered by stripping (i.e. eluting) the recovery column and subsequently conditioned by one or more purification steps.

Babcock and Wilcox estimate that a single 200 kW MIPS is capable of producing about 10 000 Ci (370 000 GBq) of ^{99}Mo at the EOB (5 day irradiation). The expected yield from sorbent extraction is 90 %. Assuming a 10 hour processing time, approximately 8000 Ci (~ 1700 6 day Ci) (296 000 GBq or ~62 900 6 day GBq) can be produced on a weekly basis. A comprehensive description of the MIPS concept is presented in IAEA-TECDOC-1065.

A key technical challenge in utilizing solution reactor technology for the production of ^{99}Mo is the development of an efficient method for extracting or separating the product isotope from the irradiated fuel solution. Specifically, the effects of radiation and fission product buildup on the separation of ^{99}Mo by an adsorbent media must be determined. Several different adsorbent media have been evaluated: Termoxid 52 (T52), Termoxid 5M (T5M), titanium dioxide (TiO_2) and alumina (Al_2O_3). Because of the relatively high uranium nitrate or uranium sulphate concentration of the fuel solution, alumina has insufficient sorption properties for use in the molybdenum recovery system.

Two types of aqueous fuel solutions have been considered for ^{99}Mo production using an AHR: uranium nitrate [$\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$] and uranium sulphate [UO_2SO_4].

Uranyl-nitrate solutions have superior chemical properties for the separation of Mo and for waste treatment relative to uranyl-sulphate solutions. However, the radiolytic decomposition of an aqueous uranyl-nitrate solution is far more complex than that of the sulphate salt. In addition to the radiolysis production of H_2 and O_2 from water, nitrate is reduced forming nitrite, nitrogen and nitrogen oxide (NO_x) gases and ammonium ions are also generated from the radiolytic decomposition of

the fuel solution. A subsystem to remove the NO_x gases may be required in the design of the off-gas system to prevent degradation of the charcoal filters (if charcoal is chosen as a sorbent for fission gas removal).

Uranyl sulphate's main advantage is that only H_2 and O_2 are formed by the radiolytic decomposition of the fuel solution. These gases can be recombined to water using a catalyst bed (recombiner) and the condensed water can then be returned to the fuel solution. Its disadvantages are related to the chemistry of sulphate and its salts. This is the concept pursued by the Kruchatov Institute at the ARGUS reactor

A.1.3 Neutron activation production (n, γ) in heterogeneous reactors

Neutron activation based ^{99}Mo production (i.e. $^{98}\text{Mo}(\text{n}, \gamma)^{99}\text{Mo}$) is a viable and proven technology that dates back to the 1960s. As an example, MURR began producing low specific activity neutron activation for the USA by irradiating pressed sintered metal natural ^{98}Mo targets in 1967. MURR continued producing ^{99}Mo by this method into the early 1980s. Production was suspended because neutron capture based ^{99}Mo could not compete economically with the high specific activity fission product ^{99}Mo produced domestically at the Cintichem reactor facility.

The production of neutron activation based ^{99}Mo is being carried out in several countries on a routine basis, including India, Japan, Kazakhstan, Peru, the Russian Federation and Uzbekistan.

^{98}Mo is the most common isotope, comprising 24.1 % (natural abundance) of all molybdenum on Earth. In comparison, the natural abundance of ^{100}Mo is only 9.6 %.

High specific activity ^{99}Mo cannot be produced using natural Mo targets because the thermal neutron cross-section for ^{98}Mo neutron capture reaction (n, γ) is only about 0.13 barn; this is a factor of about 4400 times less than the ^{235}U thermal fission cross-section, which is about 584 b. Irradiation of natural Mo targets in an epithermal neutron flux of $\geq 1 \cdot 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{s}$ would produce higher specific activity ^{99}Mo because the epithermal neutron cross-section for the ^{98}Mo neutron capture (n, γ)

reaction is about 6.7 b. This is a factor of about 50 times greater than the thermal neutron capture cross-section but still well below the ^{235}U fission cross-section. However, a marked increase in production rate is not seen due to the reduction in the thermal neutron flux available for ^{98}Mo when other natural Mo nuclides are present. These have much higher thermal cross-sections (0.34 b, 13.4 b, 0.5 b, 14.4 b and respectively for 94, 95, 96 and ^{97}Mo) and hence capture neutrons that would otherwise be available for ^{98}Mo . Most of these have much higher epithermal cross-sections as well.

Although the enriched ^{98}Mo would have four times the ^{98}Mo atoms compared to the natural Mo, much higher production rates are often observed due to the high epithermal neutron captures as well as availability of the neutrons otherwise lost to the competing reactions from other Mo isotopes. The actual increase seen will depend upon the epithermal neutron flux available.

For the purpose of relative comparison, the specific activity of ^{99}Mo produced using the neutron capture (n, γ) versus fission product (n, f) method is presented below.

Neutron capture (n, γ) production:

- High thermal neutron flux irradiation (EOB): Natural isotopic abundance target (~ 1 Ci (37 GBq) $^{99}\text{Mo}/\text{g}$ of Mo irradiated);

- Highly enriched ^{98}Mo target (≥ 4 Ci (148 GBq) $^{99}\text{Mo}/\text{g}$ of Mo irradiated);

Fission product (n, f) production (EOB):

- Reactor irradiation (>10000 Ci (37000 GBq) $^{99}\text{Mo}/\text{g}$ of total Mo).

However, scientists at the Delft University of Technology in the Netherlands developed a methodology to increase the specific activity of neutron activated ^{99}Mo by a factor of more than 1000 by chemical separation of ^{99}Mo from the Mo target using Szilard-Chalmers chemistry, rendering a specific activity level in the order of that produced via fission ^{99}Mo [9]. The methodology can be applied to both natural and ^{98}Mo enriched targets. This process is currently in the stage of being scaled up towards demonstration of commercial production feasibility. The target material is to be recycled.

Two types of natural Mo target material are typically used to produce (n, γ) ^{99}Mo : molybdenum trioxide and molybdenum metal.

The crystalline density of molybdenum trioxide (MoO_3) is about 4.7 g/cm^3 ; the loose packed powder density would be about half that. MoO_3 powder can be easily dissolved in sodium hydroxide (NaOH). The density of pressed sintered metal targets is 30 %–95 % of the theoretical density of 10.3 g/cm^3 (i.e. about 3.1 g/cm^3 to 9.8 g/cm^3). Granulated Mo metal can also be used as a target material. High density pressed sintered natural Mo metal targets are commercially available. They are typically manufactured in the range of about 70–95 % of theoretical density. Molybdenum metal targets can be dissolved in alkaline hydrogen peroxide (H_2O_2) or electrochemically.

The metal form takes more time to dissolve than the powder form. However, the advantage of using metal is that more natural Mo can be irradiated per target, producing a greater yield of ^{99}Mo per unit volume of irradiation space and making more effective use of irradiation space.

The purity of the natural Mo target material should be $> 95 \%$ and should contain no detectable tungsten (W). The irradiation of tungsten produces ^{188}Re (rhenium) by the radioactive decay of ^{188}W , which is difficult to separate from $^{99\text{m}}\text{Tc}$ because it has similar chemical properties.

The use of ^{98}Mo target material (powder or metal) with an enrichment of $> 95 \%$ offers the advantage of increased ^{99}Mo production yield. The purity of the enriched ^{98}Mo target material should be $> 95 \%$ with no detectable tungsten (W) for the reasons described previously. However, because of the relatively high cost of highly enriched target material, it might be necessary to recover the unused irradiated ^{98}Mo in a purified chemical form suitable for new target production. This material is radioactive and must decay for at least 30 days before it can be classified as non-radioactive.

A.2 $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ generator systems and chemistry

A.2.1 High specific activity (fission product) generators

A $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ generator, or ‘technetium generator’, is a device used to recover and concentrate technetium from ^{99}Mo . A conventional generator consists of an alumina (Al_2O_3) column about the size of a short pencil; associated tubing, valves and filters for extracting technetium; and lead shielding for radiation protection.

The column is loaded with ^{99}Mo at the generator manufacturing facility before shipment to a hospital, radiopharmacy or clinic. The ^{99}Mo in the column decays to technetium with about a 66 hour half-life. About 88.6 % of the ^{99}Mo decays to $^{99\text{m}}\text{Tc}$; the remainder decays directly to ^{99}Tc . Technetium is extracted (eluted) by passing a saline solution through the column.

The half-life of ^{99}Mo is about 10 times longer than that of $^{99\text{m}}\text{Tc}$. Approximately 50 % of the steady state activity is reached within one $^{99\text{m}}\text{Tc}$ half-life and approximately 75 % within two half-lives. Therefore, $^{99\text{m}}\text{Tc}$ can be eluted from the generator to obtain patient dose quantities as often as every 6 hours. The useful life of a generator is between three and five times the half-life of ^{99}Mo (i.e. 8–14 days). As a consequence, generator users typically purchase at least one generator per week, or order several on a staggered basis throughout the week.

The elution efficiency is an important factor when evaluating the performance of various sorbent materials in $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ generator systems. All practical generator designs exhibit good elution efficiency. Additionally, all $^{99\text{m}}\text{Tc}$ generator systems, regardless of type, must be manufactured to the requirements of an established GMP programme.

Most commercial $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ generators use column chromatography, in which ^{99}Mo in the form of molybdate (MoO_4) is adsorbed onto acidified alumina (Al_2O_3). A typical column contains 2–3 g of alumina. When the ^{99}Mo decays it forms pertechnetate (TcO_4), which because of its single charge is less tightly bound to the alumina. Passing a normal (0.9 %) saline solution through the column elutes sodium pertechnetate. The sodium pertechnetate can then be added in an appropriate

concentration to the organ specific pharmaceutical or can be used directly for specific procedures.

The two most important factors for the design of an alumina column based ^{99m}Tc recovery system are high elution efficiency (typically 85 %) and minimal Mo breakthrough. Fission product based technetium generators manufactured in the USA are commercially available in activity ranges of 1–18 Ci (37–666 GBq) at the manufacturer's stated time of calibration.

Uzbekistan currently uses enriched ^{98}Mo oxide targets to produce (n, γ) ^{99}Mo for use in standard size alumina column generators. POLATOM is supplying the materials necessary for Uzbekistan to manufacture their own line of low specific activity alumina column $^{99}\text{Mo}/^{99m}\text{Tc}$ generators.

IPEN routinely manufactures about 320 alumina column generators weekly to meet Brazil's domestic need. The activity of the generators range from 250 mCi to 2 Ci (9.25–74 GBq). The fission product ^{99}Mo used in these generators is imported from Argentina, Canada and South Africa [10]. The sodium molybdate supplied to IPEN by both Argentina and South Africa is produced from LEU. CNEA LEU based ^{99}Mo production satisfies the Argentine national demand, which is approximately 200 Ci (7400 GBq) (calibrated to 3 days). $^{99}\text{Mo}/^{99m}\text{Tc}$ generators are manufactured by two private Argentine companies. The size of the generators range from 500 mCi to 2 Ci (18.5–74 GBq). CNEA exports LEU based ^{99}Mo to Latin America, including neighbouring Brazil.

A.2.2 Low specific activity $^{99}\text{Mo}/^{99m}\text{Tc}$ recovery methods

As a point of reference, the production of ^{99}Mo from thermal neutron induced fission of ^{235}U typically generates material with a specific activity greater than 5000 Ci/g (>185000 GBq/g). This level of specific activity permits the extraction of the ^{99m}Tc daughter nuclide using adsorption chromatography, which exploits the relative immobility of the MoO_4 anion relative to the TcO_4 anion on alumina. Modern Tc

generators contain alumina columns loaded with ^{99}Mo . These columns are washed (eluted) with saline solutions to obtain $^{99\text{m}}\text{Tc}$.

Production of ^{99}Mo from photonuclear or proton reactions on enriched Mo targets produces material with a lower specific activity. Extraction of $^{99\text{m}}\text{Tc}$ from this material requires larger volumes of alumina to accommodate the non-activated molybdenum. This results in high elution volumes and ultimately low Tc concentrations, too low for radiopharmaceutical production.

Alternative methods for the extraction of $^{99\text{m}}\text{Tc}$ from enriched molybdenum target material fall into three general categories:

- Adsorption chromatography (as discussed above but with Mo being incorporated into the support material rather than being adsorbed on it (zirconium or titanium molybdate gels) or columns where Tc is sorbed on the column material and Mo passes through unadsorbed;
- liquid–liquid extraction;
- sublimation.

Tc isolation via sublimation, or thermochromatographic separation, involves heating irradiated Mo followed by recovery of the technetium activity from various adsorption zones within the cooling apparatus. NaTcO_4 is isolated by rinsing the apparatus with a hot 0.1 mM NaOH solution followed by purification on alumina. Conventional heating of a MoO_3 target was reported to yield $\sim 70\%$ of the Tc in the sample in approximately 20 min, which is not quite as efficient as adsorption based generators which typically yield $^{99\text{m}}\text{Tc}$ at 85 % efficiency. The radiochemical purity of Tc isolated using sublimation is typically $> 99\%$ and Mo breakthrough is below detectable limits.

A.2.3 Liquid-liquid generator concept

Liquid-liquid extraction begins with the dissolution of solid molybdenum target material in an acidic medium (HCl , H_2O_2 mixture), which transforms Mo into a cationic species (MoO_2) and Tc into TcO_4 by the addition of ammonia. Ammonium

pertechnetate can be extracted from the aqueous solution of ammonium molybdate by methyl ethyl ketone (MEK) as ammonium pertechnetate. Once the MEK is evaporated, the ammonium pertechnetate can be dissolved in saline solution.

MoO₃ targets, on the other hand, necessitate the use of a different method. MoO₃ is dissolved in ammonia and dissolved in 30 % H₂O₂. The Tc is then extracted into MEK as discussed in the previous paragraph. Radiochemical yields of 60 % have been reported with overall isolation times of approximately 1 hour.

In either case, sodium hydroxide can be used instead of ammonia to increase the pH of the solution. Below is a more detailed description of a specific MEK generator system.

A standard approach to separating ions is through liquid–liquid extraction where there is a polar and non-polar solvent and the ions to be separated have a different affinity for the two solvents. The degree of separation is directly related to the solubility of the different ionic species in the respective solvents. For separating molybdenum and technetium ions a mixture of methyl ethyl ketone 1 % aqueous hydrogen peroxide added to the NaOH/⁹⁹Mo solution is used.

The Mo is dissolved in 5.0 N NaOH and transferred via vacuum to an extraction reservoir (ER). Sufficient 5.0 N NaOH solution is used to wash the transfer vessel and lines and fill the ER to the extraction volume. The extraction volume is specific for each unit and is determined by the placement of the extraction tube located approximately midway in the ER.

The extraction cycle consists of adding a mixture of methyl ethyl ketone 1 % aqueous hydrogen peroxide to the NaOH/⁹⁹Mo solution and mechanically stirring the ER contents to selectively remove the ^{99m}Tc from the aqueous layer into the organic layer. Hydrogen peroxide is added to keep the ⁹⁹Mo and ^{99m}Tc in the appropriate oxidation state. After the suspension is allowed to separate, the upper MEK layer is removed by vacuum draw and transferred to a 20 mL syringe filled with acidic alumina (~ 15 mL).

The MEK–^{99m}Tc solution is passed through the alumina column to remove any ⁹⁹Mo that may be transferred with the MEK solution. Since the hydrogen

peroxide is added as an aqueous solution, there is a small increase in the aqueous volume after each MEK addition. However, this small aqueous volume that is removed with each MEK extraction thus inadvertently removes a small amount of ^{99}Mo that is trapped by the alumina column and lowers the overall amount of ^{99}Mo for future extractions. The $\text{MEK}-^{99\text{m}}\text{Tc}$ solution eluted through the alumina column is transferred to a stainless steel evaporation vessel (EV). The EV is heated to $\sim 70^\circ\text{C}$ and subjected to a slight vacuum to hasten evaporation of the MEK. After the MEK has been removed, sterile saline is added to the EV to dissolve the $^{99\text{m}}\text{Tc}$. The sterile saline is then transferred through a sterilizing filter into a sterile vial for further processing into radiopharmaceuticals after appropriate QC (e.g. Mo, hydrogen peroxide, alumina and MEK breakthrough, pH).

Conclusion

The ^{99}Mo supply chain will continue to remain fragile as long as it continues to rely on the same five aged production reactors. Given the way the supply chain has evolved – particularly its reliance on only five multipurpose, non-commercial, government supported research reactors – there are no clear market incentives to prompt new capacity or alternative supplies. Yet all agree that reliable supplies of ^{99}Mo for medical procedures are essential. ^{99}Mo supply challenges since 2008 have led to the initiation and/or acceleration of multiple ^{99}Mo production projects. Completion of some of these, for meeting supply needs in the near future, will require HEU targets to be irradiated in more reactors and transported along new routes and over greater distances than is currently the case. Coordinated interventions and support by governments are therefore necessary to both ensure the reliability and long term sustainability of ^{99}Mo supply as well as to achieve international, non-proliferation goals related to the minimization of HEU use in civilian applications. Although any direct IAEA contributions to increased production will necessarily be very limited, the IAEA will continue to help coordinate deliberations and promote joint action to the full extent of its capabilities, in close coordination with OECD/NEA and EC initiatives.

References

1. Expert Review Panel on Medical Isotopes Production: report of the expert review panel on medical isotope production, Ottawa (2009).
2. OECD Nuclear Energy Agency: the supply of medical radioisotopes – an economic study of the ^{99}Mo supply chain, OECD, Paris (2010).
3. OECD Nuclear Energy Agency, the supply of medical radioisotopes: review of potential $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ production technologies, OECD, Paris (2010).
4. Committee on Medical Isotope Production without Highly Enriched Uranium, National Research Council of the National Academies: medical isotope production without highly enriched uranium, the national academies press, Washington DC (2009).
5. Targets development of low enrichment for production of ^{99}Mo for fission / Kohut, C. De La Fuente, M. Echenique, P. Podesta, D. Adelfang, P. Pros. RERTP, 23rd International Mtg on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Las Vegas, NV, 2000, RETR, Argonne, IL (2000).
6. International Atomic Energy Agency: research reactor core conversation guidebook, Vol. 4 fuels, IAEA-TECDOC-643/4, IAEA, Vienna (1992).
7. Hadi, A.S.A. Reinhardt, J. Knapp, J. Process for recovering ^{99}Mo from matrix containing neutron irradiated fissionable materials and fission products; U.S. Patent 4,094,953, June 13, 1978.
8. Sameh, A.A., Ache, H.J., Production techniques of fission ^{99}Mo ; Radiochimica Acta 41 (1987) 65–72 p.
9. Sameh, A.A., Bertram-Berg, A. HEU and LEU as target materials for the production of fission molybdenum; Proc. Int. Mtg. on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Roskilde, Denmark, 1992, 1992 TM19, Conf-9209266, RERTR, Argonne, IL / (1993) 313–333 p.
10. Beyer, G.J., Novotny, D., Muenze, R., et al., ROMOL-99 – the Rossendorf fission ^{99}Mo process; Proc. RERTR – 31 st Int. Mtg on Reduced

Enrichment for Research and Testing, Beijing, China, 2009, RERTP, Argonne, IL
(2009)