

На правах рукописи

Кочнов Олег Юрьевич

**НАУЧНО - ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЕ
РАЗВИТИЕ ПРОИЗВОДСТВА РАДИОНУКЛИДА МЕ-
ДИЦИНСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ ^{99}Mo И МОЛИБДЕН-
ТЕХНЕЦИЕВЫХ ГЕНЕРАТОРОВ С ПОМОЩЬЮ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ВВР-Ц**

Специальность 05.14.03

«Ядерные энергетические установки, включая проектиро-
вание, эксплуатацию и вывод из эксплуатации»

Автореферат диссертации на соискание ученой степени
доктора технических наук

Москва - 2011

Работа выполнена в Федеральном государственном унитарном предприятии «Научно-исследовательский физико-химический институт им. Л.Я. Карпова»

Официальные оппоненты

Доктор технических наук, профессор	Грачев Алексей Фролович
Доктор технических наук -	Иванов Валентин Борисович
Доктор физико-математических наук	Чувилин Дмитрий Юрьевич

Ведущая организация: Открытое акционерное общество «Государственный научный центр - Научно-исследовательский институт атомных реакторов», г. Димитровград.

Защита состоится «__» _____ 2012 г. на заседании диссертационного совета Д 520.009.06 при Российском Национальном Центре «Курчатовский институт», 123182, г. Москва, пл. Курчатова 1.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке Российского Национального Центра «Курчатовский институт».

Автореферат разослан «__» _____ 2012 г.

Учёный секретарь диссертационного совета	Доктор технических наук, профессор Мадеев Виктор Георгиевич
--	---

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы. Актуальной проблемой современного общества является создание новых технологий получения препаратов для диагностики и лечения таких социально значимых заболеваний, как онкологические и сердечно-сосудистые.

Для ранней диагностики и терапии заболеваний различных органов человека широкое применение нашли в ядерной медицине радионуклиды, в виде радиофармацевтических препаратов (РФП). Радиофармацевтическим препаратом является химическое соединение, содержащее в своей молекуле определенный радиоактивный нуклид и вещество, разрешенное для введения в организм человека с диагностической или лечебной целью.

В связи с интенсивным развитием в стране методов диагностики и лечения на основе ядерной медицины, развитие производства ^{99}Mo и молибден-технециевых генераторов для отечественных медицинских центров представляет собой важную народно-хозяйственную задачу. Поэтому диссертационная работа, направленная на решения этой важной народнохозяйственной задачи и посвященная научно-технологическим аспектам развития производства Mo-99 и молибден-технециевых генераторов, является актуальной.

Цель работы - разработка научно-технологических основ и практическая реализация расширения наработки радионуклидов медицинского назначения ^{99}Mo на реакторе ВВР-ц и производства молибден-технециевых генераторов.

Для достижения цели автор решал следующие задачи:

- Разработка мер и обоснование возможности увеличения наработки ^{99}Mo и повышения безопасности и информативности этой наработки на реакторе ВВР-ц;
- Разработка усовершенствованного облучательного устройства и мишени для наработки ^{99}Mo ;
- Разработка нового типа молибден-технециевого генератора, а также линии по автоматизированной зарядке генераторов;
- Разработка технологии переработки урансодержащих отходов;
- Предложения по модернизации существующего реактора ВВР-ц с заменой на ИВВ.10 М, а также использование для производства ^{99}Mo растворного реактора.

Научная новизна результатов работы заключается в следующем:

- Разработаны новые научно-технологические решения по развитию производства осколочного ^{99}Mo на реакторе ВВР-ц;

- Впервые экспериментально подтверждена возможность увеличения на порядок производительности ^{99}Mo ;
- Разработаны новые усовершенствованные конструкции облучательного устройства и мишени с ураносодержащим материалом для производства ^{99}Mo ;
- Разработан новый тип молибден-технециевого генератора ГТ-4К;
- Разработана технология автоматизированной зарядки генераторов, удовлетворяющая международным требованиям GMP;
- Впервые в стране разработана технология переработки ураносодержащих отходов с целью повторного использования выделенного урана в цикле для наработки ^{99}Mo ;
- В качестве дальнейшего развития производства ^{99}Mo реактора ВВР-ц сформулированы предложения для разработки нового типа исследовательского ядерного реактора ИВВ.10 М, специализированного для наработки радионуклидов, и для создания растворного реактора типа «Аргус».

Практическая значимость работы:

1. Реализованы меры, обеспечившие увеличение наработки на реакторе ВВР-ц изотопа ^{99}Mo медицинского назначения.
2. Внедрены в практику наработки ^{99}Mo новые конструкции облучательного устройства и мишени.
3. Создано производство молибден-технециевых генераторов с улучшенными характеристиками и налажены поставки их в отечественные медицинские центры.
4. Создана технологическая линия автоматизированной зарядки молибден-технециевых генераторов, удовлетворяющая международным требованиям GMP.
5. Внедрена технология переработки урансодержащих отходов с целью повторного вовлечения урана в цикл наработки ^{99}Mo .
6. Разработан проект реактора ИВВ.10М, как вариант дальнейшей реконструкции действующего реактора ВВР-ц для увеличения наработки ^{99}Mo .

Основные положения, выносимые на защиту:

1. Обоснование возможности увеличения производства радионуклида ^{99}Mo на исследовательском ядерном реакторе ВВР-ц.

2. Конструкции усовершенствованного облучательного устройства и мишени для производства ^{99}Mo .
3. Конструкция усовершенствованного генератора ГТ-4К.
4. Технология автоматизированной зарядки молибден-технециевых генераторов, удовлетворяющая требованиям GMP.
5. Технология переработки урансодержащих отходов с целью повторного вовлечения в цикл переработанного урана.
6. Предложения по созданию исследовательского ядерного реактора ИВВ.10 М, как наработчика радионуклидов.

Достоверность полученных результатов.

Достоверность результатов по обеспечению эффективности и безопасности процесса наработки ^{99}Mo подтверждена длительной и безопасной эксплуатацией реактора ВВР-ц и многолетней практикой производства и поставки молибдена в отечественные медицинские центры. Качество производимого ^{99}Mo и молибден-технециевых генераторов подтверждено сертификатом качества.

Апробация работы. Материалы диссертации докладывались на международных конференциях:

1. Emergency Shutdown of WWR-c Reactor after 40 Years of Operation // NATO Advanced Research Workshop, Russia Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering, 2004.
2. Production ^{99}Mo in the branch of federal state unitary enterprise “Karpov Institute of Physical Chemistry”//Workshop on ^{99}Mo production using low enriched uranium, Australia Sydney, 2007.
3. Production of fission ^{99}Mo with closed uranium cycle // 7th International Conference of Isotopes, Moscow, 2011.
4. Prospects for the Development of Mo-99 Production Consistent with WWR-c Reactor Modernization at the Branch of FSUE “Karpov Institute of Physical Chemistry” //International Conference on Research Reactors, IAEA, Morocco, 2011.

и отечественных конференциях:

1. «Исследовательский ядерный реактор ВВР-ц Филиала «НИФХИ им. Л.Я. Карпова». Эксплуатация, реконструкция, перспективы».
2. Международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке», Москва, 2006 г.

3. «Особенности теплогидравлики исследовательских реакторов водо-водяного типа» X международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров», Обнинск, 2007 г.
4. «Исследовательский ядерный реактор ВВР-ц Филиала «НИФХИ им. Л.Я. Карпова». Эксплуатация, реконструкция, перспективы» Международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке», Москва, 2006 г.
5. Организация во ФНИФХИ современного технологического участка по производству генераторов технеция-99м нового поколения с обеспечением международной системы контроля качества медицинской продукции GMP Международный форум «Атомэкспо-2011», Москва, 2011.
6. О ресурсе основного оборудования ВВР-ц XIII Российское совещание «Безопасность исследовательских ядерных установок», Димитровград-2011 г. и др.

Публикации. По материалам диссертации опубликовано 43 статьи, в том числе 16,- в рецензируемых научных журналах и изданиях. Получен 1 патент на промышленный образец.

Личный вклад автора. Автором совместно со специалистами филиала НИФХИ разработана технология выделения ^{99}Mo из облученной урановой мишени, технология переработки урансодержащих отходов, разработаны конструкции молибден-технециевых генераторов, а также технология автоматизированной зарядки генераторов. При этом автор являлся руководителем работ по созданию новой конструкции генератора и по разработке технологии переработки урансодержащих отходов, а также по созданию автоматизированной линии зарядки генераторов.

Автором лично:

- Обоснована возможность увеличения производства ^{99}Mo на комплексе с исследовательским реактором ВВР-ц;
- Разработаны и внедрены технические предложения, обеспечивающие повышение безопасности процесса наработки ^{99}Mo на реакторе ВВР-ц;
- Предложены различные перспективные конструкции облучательных устройств и мишеней для производства ^{99}Mo ;
- Разработан программный код для прогнозирования наработки радионуклида ^{99}Mo при нормальной экс-

- плутации, а также после внеплановых остановов реактора ВВР-ц;
- Разработан комплекс информационной поддержки оператора реактора, повышающий безопасную эксплуатацию реакторной установки;
 - Предложена концепция нового реактора ИВВ 10.М для наработки радионуклидов в качестве дальнейшего развития возможностей реактора ВВР-ц.

Объем и структура диссертации.

Работа состоит из введения, десяти глав, заключения, списка литературы из 166 наименований, изложена на 190 страницах, содержит 93 рисунка и 30 таблиц.

СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обосновывается актуальность работы, сформулированы ее цель, новизна и практическая значимость, а также указан личный вклад автора в работу.

Интенсивное развитие в России методов диагностики и лечения с помощью радиоактивных изотопов потребовало развития их производства в стране. Длительное время основными производителями ^{99}Mo и генераторов на его основе в России были ФЭИ и филиал НИФХИ им. Л.Я.Карпова в г. Обнинске, которые полностью обеспечивали потребности отечественной медицины в этом изотопе.

Однако после закрытия в ФЭИ реактора-наработчика (реактор АМ) ^{99}Mo возникла потребность увеличения наработки этого изотопа на реакторе ВВР-ц в филиале НИФХИ им Л.Я.Карпова для удовлетворения потребностей отечественной медицины. Кроме того, в связи с несостоявшимся пуском в Канаде 2-х реакторов-наработчиков ^{99}Mo , в мире возник огромный дефицит этого изотопа. Поэтому задача увеличения производства ^{99}Mo и генераторов на их основе с одновременным улучшением их характеристик является важной народно-хозяйственной задачей. Решение этой задачи связано с выполнением комплекса научно-исследовательских и технологических работ. Исходя из этого, настоящая работа, посвященная решению этой важной народно-хозяйственной задачи, является актуальной.

В первой главе дается обзор состояния реакторной базы в мире для наработки ^{99}Mo .

Мировой рынок наработки молибдена поделен, в основном, между четырьмя основными производителями:

- MDS Nordion (облучение в тяжеловодном реакторе **NRU** (Канада)) $\geq 40\%$;
- Mallinckrodt (облучение в реакторе **HFR**, Петтен, Голландия) $\geq 25\%$;

- IRE (Институт радиоактивных элементов), облучение в реакторе **BR2** (Бельгия) $\geq 15\%$;
- NTP (Nuclear Technology Product), облучение в реакторе **SAFARI-1** (Южная Африка) $\geq 20\%$.

Текущий мировой спрос на ^{99}Mo составляет около 12.000 Ки (на 6-ой день после облучения) в неделю (данные 2009 г). Чтобы обеспечить такой спрос, с учетом периода полураспада ^{99}Mo равным 66 часов, нужно облучить достаточное количество мишеней с ^{235}U и получить ежедневно около 77,000 Ки ^{99}Mo на момент окончания облучения.

В России в настоящее время ^{99}Mo из ^{98}Mo активационным способом производят на ЛАЭС (облучение мишеней), а в ПИЯФ (г. Гатчина) производят выделение ^{99}Mo . Кроме того, в ПИЯФе на имеющемся реакторе ВВР-М, производится также облучение мишеней с ^{98}Mo для получения ^{99}Mo . В НИИЯФ РАН (г. Томск) на реакторе ИРТ-Т также производят ^{99}Mo активационным способом. В НИИАР (г. Димитровград) на реакторах СМ-3 и РБТ-10 в 2011 намечено производство ^{99}Mo осколочным способом по технологии фирмы ITD (Германия). Также на ПО «Маяк» (г. Озерск) начато производство ^{99}Mo осколочным способом по разработанной собственной технологии. На реак-

торе ВВР-см (Узбекистан) производят ^{99}Mo активационным способом из обогащенного ^{98}Mo .

Во второй главе описаны реакторные способы получения ^{99}Mo .

Существуют различные способы получения ^{99}Mo . Некоторые из них получили широкое распространение при промышленном производстве. Другие находятся в стадии исследования с целью увеличения наработки ^{99}Mo в коммерческих масштабах.

Гетерогенный вариант

- Мишень с ^{235}U . Основные мировые производители, в том числе и филиал ФГУП «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», нарабатывают ^{99}Mo с использованием урановой мишени [36]. Облучение происходит в экспериментальном канале реактора с индивидуальным принудительным охлаждением. После облучения мишени реакторными нейтронами производится радиохимическое выделение ^{99}Mo из смеси осколков деления в условиях горячей камеры [41].

- Ампула с расплавом фторида урана. В Курчатовском институте разрабатывается способ получения ^{99}Mo с использованием жидкосолевого урановой мишени состава $66 \text{LiF}-33,9 \text{BeF}_2-0,1\text{UF}_4$ (вес.%). В основу нового метода

получения осколочных радиоизотопов положен эффект летучести MoF_6 (т. кип. 37°) и благородных газов ^{89}Kr ^{133}Xe .

Гомогенный вариант

Растворный ядерный реактор. Растворный тип реактора позволяет использовать всю активную зону в наработке радионуклидов и селективного их извлечения из топливного раствора.

Нейтронно-активационный способ

В некоторых случаях для получения ^{99}Mo используют активационный способ. Мишень из ^{98}Mo (содержание ^{98}Mo , в природной смеси - 24,13 %) облучают нейтронами. Внимание экспериментаторов к этому способу обусловлено малым количеством радиоактивных отходов. Однако, сечение деления ^{235}U составляет около 600 барн, из этих 600 барн примерно 6,1 % (37 барн) приходится на образование ^{99}Mo , а сечение реакции $^{98}\text{Mo} (n, \gamma) ^{99}\text{Mo}$ составляет около 0,13 барн для тепловых нейтронов, т.е. почти в 300 раз меньше по сравнению с процессом деления.

Фото-активационный способ

Еще один подход для наработки ^{99}Mo - это фотоделение ^{238}U в мишенях из природного или обедненного урана. Для практической реализации этого способа

нужна очень высокая интенсивность пучка гамма излучения, чтобы преодолеть примерно в 1000 меньшее сечение этой реакции по сравнению с делением ^{235}U , для того, чтобы выходы ^{99}Mo были идентичными.

В третьей главе представлен опыт эксплуатации реактора ВВР-ц [1, 2, 5].

Исследовательский ядерный реактор (ИЯР) ВВР-ц бассейнового типа [12, 6], гетерогенный, водо-водяной (рис. 3.1, 3.2). Теплоносителем в I-ом контуре, замедлителем и отражателем является дистиллированная вода. Реактор имеет двухконтурную систему охлаждения [13, 14]. Проектная мощность реактора – 15 МВт.

Создание исследовательского ядерного реактора ВВР-ц было предназначено для проведения следующих работ [14]:

- исследований в области радиационной химии;
- исследований в области физики твёрдого тела;
- радиационной обработки материалов (полупроводников, приборов и устройств, топливных композиций и сборок) с производством опытно-промышленных партий радиационно обработанных материалов, в том числе ядерно-легированного кремния;

- исследований в области радиационного материаловедения, нейтронно-активационного и нейтронно-структурного анализа;

- проведения медико-биологических исследований.

Для наработки Mo-99 на реакторе ВВР-ц потребовалось выполнить комплекс работ, направленных на решение этой задачи.

Максимальная плотность потока тепловых нейтронов в центре активной зоны на мощности 15 МВт равна $1,03 \times 10^{14}$ н/см² с [7]. Расход теплоносителя через активную зону при загрузке в неё 70 ТВС, 9 каналов СУЗ и 6 вертикальных экспериментальных каналов [15, 16].

В четвертой главе представлено развитие производства ^{99}Mo на исследовательском реакторе ВВР-ц.

В филиале ФГУП «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» производство радионуклида ^{99}Mo начато с 1985 г. (см. Рис. 1). По общей активности производимого в России ^{99}Mo диаграмма годовых поставок его в отечественные медицинские центры основными отечественными производителями (на 2010 г.) представлена на рис. 1. На рис. 2 представлено изменение еженедельной производительности ^{99}Mo при совершенствовании процесса производства.

В настоящий момент производство ^{99}Mo налажено в вертикальном экспериментальном канале с принудительным охлаждением теплоносителя ЭК 4-1. В конце 2008 г. установлен еще один дополнительный канал в яч. 8-1 активной зоны ВВР-ц, что позволило, начиная с 2009 г., увеличить в два раза наработку ^{99}Mo [41]. В 2011 г. перешли на усовершенствованную мишень проточного типа, что позволило увеличить производство ^{99}Mo более чем в два раза.

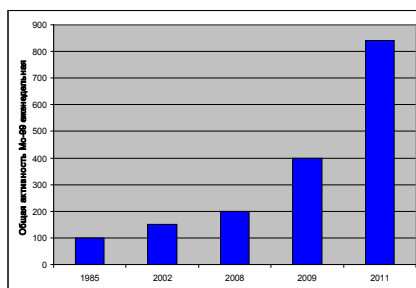
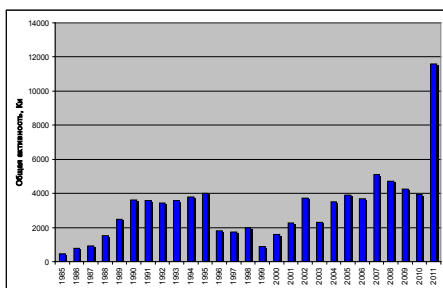


Рис. 1 Суммарная годовая активность ^{99}Mo на день выпуска

Рис. 2 Общая активность ^{99}Mo на день выпуска

Основные конструкторские доработки активной зоны и внутриреакторных устройств

Помимо увеличения количества нарабатываемого в реакторе ^{99}Mo , необходимо было повысить безопасность процесса наработки, а это напрямую связано с повышением безопасной эксплуатации реактора ВВР-ц [32, 33].

С этой целью, на основании выполненных автором обоснований, осуществлены следующие конструкторские

доработки, что привело к усовершенствованию реактора ВВР-ц и более надежной его эксплуатации [27, 28].

1. Ограничен ход стержней аварийной защиты (АЗ) СУЗ с 800 мм до 650 мм.
2. Изменено местоположение стержня автоматического регулятора мощности.
3. Изменена конструкция стержня АР.
4. Изменено месторасположение камеры АР.
5. Ограничен ход стержня АР (с 800 мм до 400 мм) и уменьшена скорость его извлечения.
6. Изменена конструкция каналов АЗ.
7. Изменена конструкция стержней АЗ.
8. Уменьшено количество ТВС в активной зоне с 71 до 70 шт.
9. Улучшена схема аварийного охлаждения активной зоны реактора [17].
10. Улучшена конструкция линии подпитки бака реактора.

Создание комплекса информационной поддержки оператора для повышения экспериментальных возможностей и безопасности реактора ВВР-ц;

Следует отметить, что процесс наработки ^{99}Mo достаточно кратковременен. Требования медицины о ежене-

дельных поставках молибден-технециевых генераторов, вызывает необходимость еженедельных пусков реактора для облучения загруженных мишеней и остановов для выгрузки облученных мишеней, с целью их последующей переработки. Жесткие требования по активности ^{99}Mo в генераторе и кратковременность процесса облучения мишеней вызывают необходимость строгого поддержания и контроля режима облучения мишеней в реакторе. Эти факторы, в сочетании с требованиями по обеспечению безопасности исследовательских реакторов, потребовали разработки и создания на реакторе ВВР-ц специального комплекса информационной поддержки оператора (КИПО), в котором предусмотрены основной режим работы по информационной поддержке оператора при наработке ^{99}Mo и режим тренажера для повышения квалификации оператора [3, 4].

Интерактивная часть КИПО состоит из следующих блоков см. Рис.3.

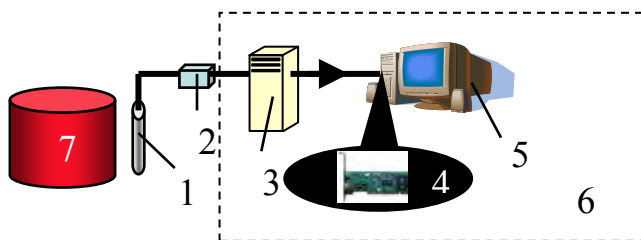


Рис. 3 Принципиальная схема интерактивной части
КИПО

1 - Ионизационная камера КНК-53, 2 - Предусилитель токового сигнала с камеры, 3 - Комплект аппаратуры ЗПТ2-01, 4 – АЦП, 5 - Персональный компьютер, 6 – ГЩУ, 7 - Активная зона реактора ВВР-ц.

Токовый сигнал поступает с неподвижной ионизационной камеры КНК-15, находящейся в вертикальном канале, в непосредственной близости от активной зоны реактора ВВР-ц (штатный комплект аппаратуры реактора), а предусилитель - в центральном зале (ЦЗ). С предусилителя сигнал идет на блок ЗПТ2-01¹, расположенный на главном щите управления реактора. С выхода ЗПТ2-01 сигнал подается на аналого-цифровой преобразователь (АЦП) персонального компьютера, находящегося на ГЩУ. В АЦП сигнал преобразуется в цифровой код и используется в программе, отвечающей за определение состояния реактора. В режиме тренажера данный токовый сигнал может быть имитирован специальным источником тока. Источник тока представляет собой выпрямитель, где можно плавно регулировать нагрузку на выходе. Изменяя величину тока,

¹ Защита по периоду токовая

можно моделировать изменение мощности реактора, а также аварийный останов.

Структура математической модели реактора

Структура математической модели реактора и взаимосвязи внутри программы КИПО представлены на Рис. 4. Математическая модель нужна для того, чтобы убедиться, что реальное поведение тепло-гидравлических и других параметров реактора может быть представлено в виде математических алгоритмов. Оценить это можно по совпадению реальных и ожидаемых (согласно расчетам) параметров реактора. Это такие параметры как: запас реактивности, время до попадания реактора в йодную яму и т.д.

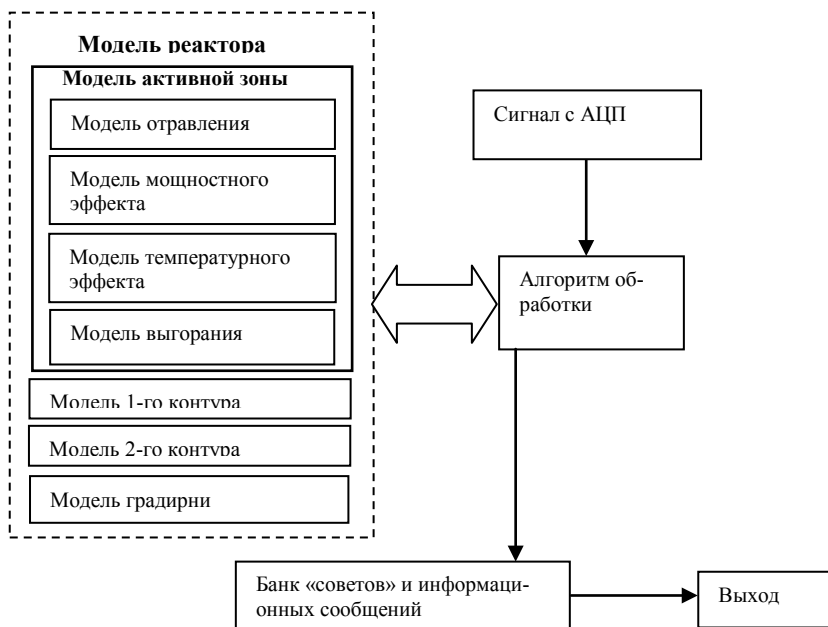


Рис. 4 Структура модели реактора

Пример изображения на экране монитора представлен на рис. 5. На фрагменте показана аварийная остановка реактора (мощность снижена до нуля). А также представлено информационное сообщение об оставшемся времени до «попадания в яму – 24 мин» и текущее состояние «запаса реактивности – 0.69 %».

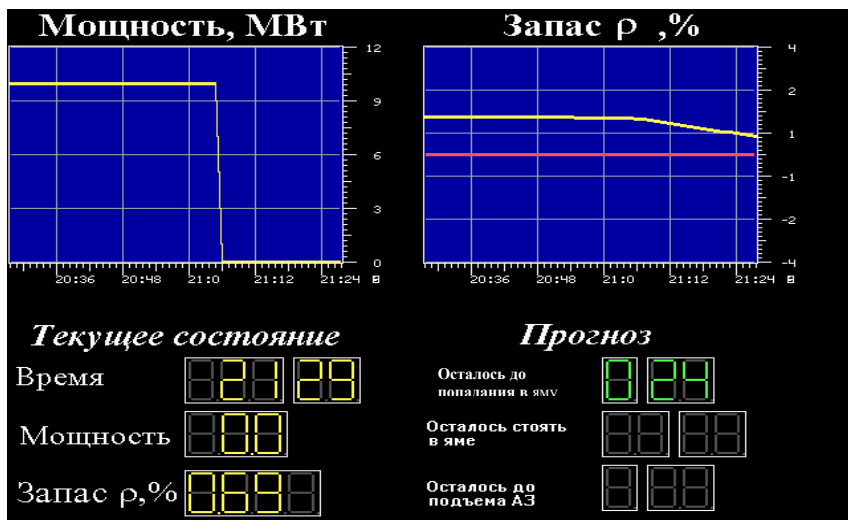


Рис.5 Изображение на мониторе фрагмента работы КИПО

Графически представлено виртуальное изображение самописцев для улучшенного восприятия информации оператором.

Программный код прогноза наработки радионуклида ^{99}Mo на реакторе ВВР-ц.

Для оценки количества ^{99}Mo в мишени на предстоящую кампанию ранее использовались графики и номограммы. В 2007 – 2008 гг. создан программный код, позволяющий оценить активность ^{99}Mo в вертикальном экспериментальном канале реактора ВВР-ц (Рис. 6). Имеется возможность изменять длительность кампании реактора, величину навесок урана в мишенях, выдержку мишеней, коэффициент радиохимического выделения и т.д (Рис. 7). Кроме того, реализован расчет активности ^{99}Mo в мишени в случае внепланового останова реактора, а также даны рекомендации для последующей корректировки длительности кампании при восстановлении уровня мощности ВВР-ц [8].

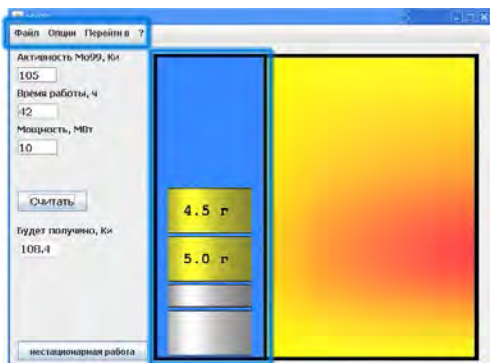


Рис. 6 Вид интерфейса на мониторе ПК



Рис. 7 Окно изменения величины навески урана в мишени

Внедрение комплекса информационной поддержки оператора на реакторе ВВР-ц позволило оператору экономить время для определения состояния реактора, в том числе, допустимого времени стоянки при аварийном останове реактора, длительности «йодной ямы» и других параметров, требующих использования специализированных номограмм и таблиц. Тем самым, его другие действия и команды становятся более продуманными и правильными, что позволяет оптимизировать процесс наработки ^{99}Mo и улучшить безопасную эксплуатацию исследовательского реактора.

В пятой главе рассмотрена конструкция облучательного устройства и мишени для наработки ^{99}Mo в реакторе ВВР-ц

Помимо вышеописанных общих мер по повышению безопасности и эффективности наработки ^{99}Mo в реакторе ВВР-ц необходимо было решить ряд задач, непосредственно связанных с процессом наработки ^{99}Mo в канале реактора, в частности, с конструкцией облучательного устройства и урановой мишени [9].

Требования к облучательному устройству

Устройство для облучения мишени должно соответствовать следующим требованиям:

- Устройство с мишенью должно позволять их загрузку в каналы, где поток тепловых нейтронов максимальный;
- Уменьшение плотности потока тепловых нейтронов в материалах устройства должно быть минимальным;
- Устройство должно предусматривать принудительную систему охлаждения, достаточную для снятия энерговыделения с мишеней в процессе облучения;
- Устройство должно быть герметичным, чтобы удерживать внутри продукты деления, в том числе и газообразные, при разгерметизации мишеней;
- Конструкция устройства должна быть многоразового использования, т.е. – легкоразборной для замены мишеней и ремонтпригодной.

Требования к мишени

Для производства осколочного ^{99}Mo используется мишень, содержащая уран высокого обогащения (около 90 %) по ^{235}U . Мишень должна удовлетворять следующим требованиям:

- иметь размеры и конструкцию, которые позволяют обеспечить ее загрузку в канал ядерного реактора и выгрузку из него;

- мишень должна содержать достаточное количество ^{235}U , чтобы получить необходимое количество ^{99}Mo ;
- мишень должна обеспечить барьер, чтобы не допустить выброса радиоактивных продуктов и особенно газов во время и после облучения;
- конструкция мишени должна быть легко разборной в условиях горячей камеры;
- конструкция и состав мишени должны обеспечивать химическую переработку её в горячей камере за минимальное время.

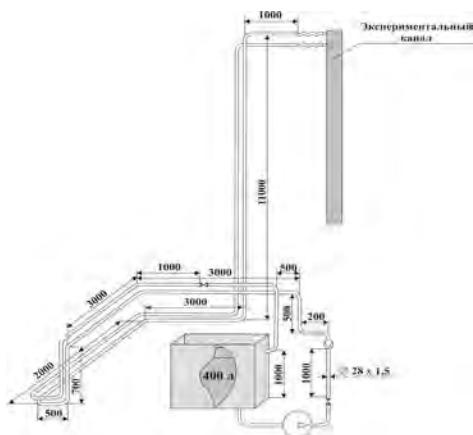


Рис. 8 Схема петли охлаждения экспериментального канала.

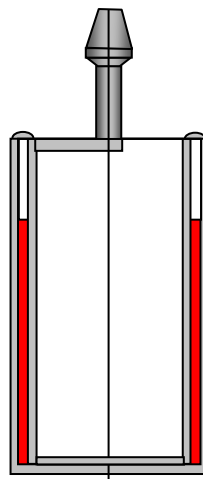


Рис. 9 Конструкция мишени «стакан в стакане» для производства ^{99}Mo

Исходя из разработанных требований на реакторе ВВР-ц, было создано облучательное устройство с принудительной циркуляцией теплоносителя. Пространственная схема петли охлаждения вертикального экспериментального канала с принудительным охлаждением представлена на рис. 8.

Конструкция мишени, помимо выполнения в ней основных требований при работе в реакторе, ориентирована на удобство переработки её в условиях горячей камеры. Было разработано несколько типов мишени [20, 37]. Наиболее удачной оказалась конструкция типа «стакан в стакане». Конструкция этой мишени для производства ^{99}Mo представлена на рис. 9. Конструкция мишени оказалась работоспособной и не претерпела существенных изменений за весь период наработки ^{99}Mo в институте. Изменялась лишь величина загрузки урана, а также состав компонента разбавителя [36].

В шестой главе представлены технологии радиохимического выделения ^{99}Mo из облученной урановой мишени.

Щелочное растворение. Все ведущие производители ^{99}Mo , обычно применяют щелочное растворение для UAl_x мишеней. В щелочном растворе ($\text{NaOH } 3\text{N} + \text{NaNO}_3 \text{ } 4\text{N}$) ^{99}Mo переходит в раствор в виде молибдата натрия

(Na_2MoO_4). Уран и большая часть осколков деления в виде гидроксидов остаётся в осадке. На этой стадии удаляется ^{133}Xe . При подкислении раствора удаляется радиоактивный йод. Молибден в кислом растворе адсорбируют на окиси алюминия. Для удаления примесей окись алюминия промывают слабо аммиачным раствором (10^{-2} N). Молибден десорбируют с окиси алюминия концентрированной гидроокисью аммония. Дополнительную очистку молибдена проводят с использованием ионно-обменной смолы и активированного угля, рекомендуют также использовать процесс сублимации окиси молибдена. Выход очищенного ^{99}Mo обычно составляет более 85-90%.

Щелочное растворение позволяет получить чистый ^{99}Mo . По сравнению с кислотным процессом, при щелочном растворении используются большие объемы растворов, содержащих гидроокись алюминия. По этой причине считают, что UAl_x мишени должно содержать не больше 200 г Al.

Кислотное растворение. Кислотное растворение используют для мишеней, содержащих металлический уран или оксид урана. Кислотную обработку мишени планировалось использовать на канадских ядерных реакторах

Marple. В противоположность щелочному процессу, здесь растворяется только металлический уран или оксид урана.

Мишень (не уран-алюминий) растворяют в азотной кислоте. Добавляют теллур-содержащий носитель и раствор пропускают через колонку с окисью алюминия. ^{99}Mo и радиоактивный теллур задерживаются на окиси алюминия. ^{99}Mo смывается с окиси алюминия концентрированной гидроокисью аммония.

Из кислых растворов молибден может быть также экстрагирован комплексом Ди-2 в толуоле, из которого молибден реэкстрагируется смесью соляной кислоты с перекисью водорода. На кислотное растворение требуется меньше времени, отходы образуются в меньших количествах и выход чистого ^{99}Mo чуть выше.

Описание технологии выделения ^{99}Mo из мишени, облученной в реакторе ВВР-ц.

В НИФХИ используют кислотную технологию выделения ^{99}Mo [40].

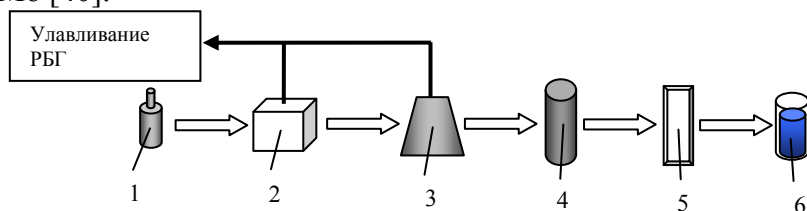


Рис. 10 Последовательность технологических операций при выделении ^{99}Mo

1 – мишень 2 – станок резки мишеней, 3 – устройство растворения смеси, 4 – колонка, 5 – экстрактор, 6 - конечный продукт (^{99}Mo). Последовательность операций при выделении ^{99}Mo представлена на рис. 10. Процессы, проводимые в технологической линии, понятны из названий этих аппаратов.

В седьмой главе представлена оценка пропускной способности «горячих» камер по объему перерабатываемых урановых мишеней [10].

Объем выпуска ^{99}Mo в «горячей» камере лимитируется следующими основными параметрами:

- величиной активности урановых мишеней в «горячей» камере, при которой выполняются нормативные требования допустимой мощности дозы гамма-излучения на поверхности защиты горячей камеры, в зонах деятельности операторов и обслуживающего персонала;
- величиной выхода радиоактивности в воздушное пространство горячей камеры и эффективность средств улавливания и утилизации летучих и газообразных продуктов деления из воздуха, обеспечивающих допу-

стимый уровень величины выброса радионуклидов в окружающую среду.

В результате расчетных обоснований и экспериментальных измерений, проведенных автором, были определены и выполнены по «горячей» камере следующие мероприятия для увеличения возможности выпуска ^{99}Mo [18]:

1. Заменены «щелевые» фильтры в ГК-2.
2. Разработан насыпной фильтр нового поколения на основе нового сорбента. Ресурс работы фильтра увеличился в пять раз без ухудшения характеристик.
3. Разработан, изготовлен и смонтирован комплекс защитных барьеров для камер ГК-1, ГК-2, ГК-3 на основе разработанных противойодных фильтров. В результате увеличилась эффективность защиты при существенном снижении дозовой нагрузки на ремонтный персонал при обслуживании фильтров.
4. Изготовлен защитный кожух для выдержки урановых мишеней в ГК-2. Это позволило разместить большую активность в ГК-2 при наработке ^{99}Mo .
5. Модернизирована линия улавливания летучих радиоактивных продуктов деления при выделении ^{99}Mo . Добавлены фильтры-адсорберы с возможно-

стью выдержки РБГ, что позволило снизить выброс в окружающую среду РБГ.

6. Изготовлен и смонтирован герметичный станок взрезки урановых мишеней с улучшенными характеристиками.

Данные мероприятия позволили увеличить возможность разовой переработки мишени с активностью ^{99}Mo с 200 до **1000 Ки**.

В восьмой главе представлены этапы создания и развитие производства молибден-технециевых генераторов в НИФХИ им. Л.Я.Карпова.

С 1980 г. в филиале НИФХИ начато производство генераторов собственной конструкции.

Генератор состоит из пластикового корпуса с установленным свинцовым контейнером для защиты от ионизирующего излучения. В контейнер вставляется окись-алюминиевая колонка, из которой имеется возможность одного или двух выводов для раствора.

Конструкция молибден-технециевых генераторов

В НИФХИ за весь период было разработано и освоено несколько типов молибден-технециевых генераторов с последовательным улучшением их технических характери-

стик. Последней разработкой является генератор ГТ-4К, в котором учтены недостатки предыдущих конструкций.

Генератор ^{99m}Tc ГТ- 4К

В филиале с 2006 по 2009 гг. автором, вместе с сотрудниками НИФХИ, разработан более удобный в обращении и более надёжный генератор ГТ-4К с добавлением в него бактерицидного фильтра [42]. Генератор ^{99m}Tc ГТ-4К является последней разработкой, в которой исключены недостатки предыдущих конструкций (Рис. 11, 12).

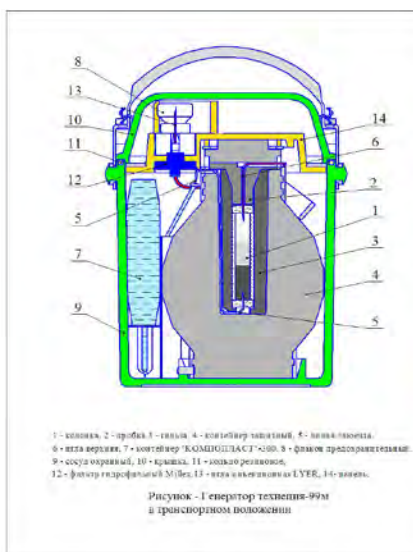


Рис. 11 Генератор ^{99m}Tc ГТ-4К

Рис. 12 Внешний вид генератора ^{99m}Tc ГТ-4К

С июня 2010 г. филиал ФГУП «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» начал поставки в клиники РФ молибден-технециевых генераторов нового поколения с улучшенными характеристиками.

В России генераторы технеция выпускают:

- ГНЦ РФ «ФЭИ им. А.И. Лейпунского» (г. Обнинск);
- ГНЦ РФ «НИФХИ им. Л.Я.Карпова» (г. Обнинск);
- НИИ ЯФ при ТПУ (г. Томск).

С момента выпуска генераторов и по настоящее время загрузка ^{99}Mo в генераторную колонку производится вручную. Данная операция производится с помощью копирующих манипуляторов производственным персоналом.

С целью уменьшения влияния человеческого фактора на процесс зарядки генераторов и повышения качества генераторов, а также в связи с новыми требованиями GMP при производстве лекарственных средств, было принято решение о модернизации производства генераторов путем замены их ручной зарядки на автоматизированную. Новая линия должна соответствовать следующим основным требованиям:

- Работа в автоматизированном режиме при минимальном участии оператора;

- Объем выпуска составляет не менее 200 генераторов в сутки;
- Линия с оборудованием должна быть установлена в помещениях, соответствующих требованиям GMP.

В 2007 – 2009 гг. один из корпусов был переоборудован под создание «чистых» помещений с линией по автоматизированной зарядке молибден-технециевых генераторов в соответствии с требованиями GMP (Good Manufacturing Practice) [31].

За все время, начиная с 1988 г., было выпущено генераторов разных номиналов от 4 до 19 Гбк более **40 тыс.** шт. (см. Рис. 13). Хотя ^{99}Mo начали выпускать с 1985 г., три года ушло на отработку технологии, выпуск опытных генераторов, а также получение необходимых разрешительных документов [19].

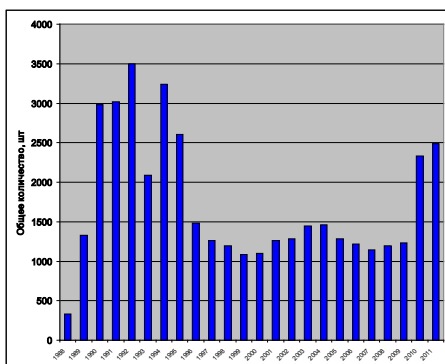


Рис. 13 Производство молибден-технециевых генераторов в НИФХИ им. Л.Я. Карпова

В девятой главе описана переработка урансодержащих отходов при производстве ^{99}Mo .

Проблема возврата урана из облученного топлива является важной, существенно влияющей на экономику ядерных установок. Поэтому в мире ведутся работы по разработке наиболее простых и эффективных технологий. При этом рассматриваются как водные, так и «сухие» методы переработки.

При регенерации урана из ядерной мишени, используемой для получения осколочного молибдена, технологическая задача несколько упрощается по сравнению с переработкой облученного ядерного топлива по следующим причинам [40]:

1. Степень выгорания ^{235}U не превышает 3 %.
2. При кратности использования регенерированного ^{235}U не больше 5 накоплением трансплутониевых элементов можно пренебречь.
3. Объем перерабатываемого урана несравненно меньше, поэтому для регенерации можно использовать помимо экстракции и другие способы разделения, в частности ионно-обменную хроматографию.

С учётом всего вышеизложенного в НИФХИ была разработана технология регенерации урана из ядерных мишеней,

используемых в производстве ^{99}Mo [35]. Внедрение технологии переработки урансодержащих отходов позволило отказаться от закупок дорогостоящего высокообогащенного урана и начать переработку накопившихся за весь период производства ^{99}Mo урансодержащих отходов [11].

В десятой главе показана концепция дальнейшего повышения наработки ^{99}Mo .

Реконструкция ВВР-ц с заменой на ИВВ. 10 М.

Успешный опыт работы НИФХИ по наработке ^{99}Mo и производству генераторов, а также интенсивное развитие методов диагностики и лечения заболеваний с помощью молибден-технециевых генераторов потребовал расширения производства этого изотопа в России.

Одним из путей дальнейшего повышения объема нарабатываемого ^{99}Mo в НИФХИ является реконструкция реактора ВВР-ц [24, 25]. Возможности действующего реактора ВВР-ц по наработке ^{99}Mo практически исчерпаны принятыми и описанными в данной работе мерами [38, 39].

Основными недостатками действующего реактора ВВР-ц, отрицательно влияющими на процесс наработки ^{99}Mo , являются:

- недостаточная плотность нейтронного потока в активной зоне для облучения образцов;
- недостаточный запас реактивности для длительных (до 200 часов) кампаний реактора;
- наличие вокруг активной зоны большого количества воды с паразитным поглощением тепловых нейтронов;
- отсутствие отражателя нейтронов вокруг активной зоны;
- недостаточное количество вертикальных облучательных каналов в активной зоне;
- удаленное от центра активной зоны расположение вертикальных облучательных каналов.

Сформулированные требования к реконструкции реактора ВВР-ц предусматривают максимальное использование действующих систем и оборудования.

Учитывая значительные изменения в конструкции реактора, он получил название ИВВ.10М.

Проект «Реконструкция ВВР-ц» начал реализовываться в НИФХИ с 1985 г. Был выполнен большой комплекс работ, включая замену основного оборудования 1-го контура. В настоящий момент изготавливается бак реакто-

ра ИВВ. 10 М. Новый реактор будет специализирован для производства радионуклидов (в основном ^{99}Mo).

После реконструкции реактора ВВР-ц реактор ИВВ.10М. будет обладать улучшенными характеристиками и соответствовать всем требованиям безопасности [21, 29, 34].

Основные из преимуществ реактора ИВВ.10 М следующие:

- Увеличена мощность с 15 до 18 МВт, а после модернизации топливных сборок (ТВС) мощность может быть увеличена до 25 МВт [22, 23];
- Повышен поток тепловых нейтронов в экспериментальных каналах (до $1.5 \cdot 10^{14}$ н/см² с); что дает возможность проводить новые виды испытаний [26]. Также появляется возможность производства ^{99}Mo активационным способом;
- Уменьшен расход ТВС, что делает себестоимость ^{99}Mo ниже существующей и повышает его конкурентоспособность на рынке;
- Увеличена возможность наработки ^{99}Mo более чем в четыре раза.

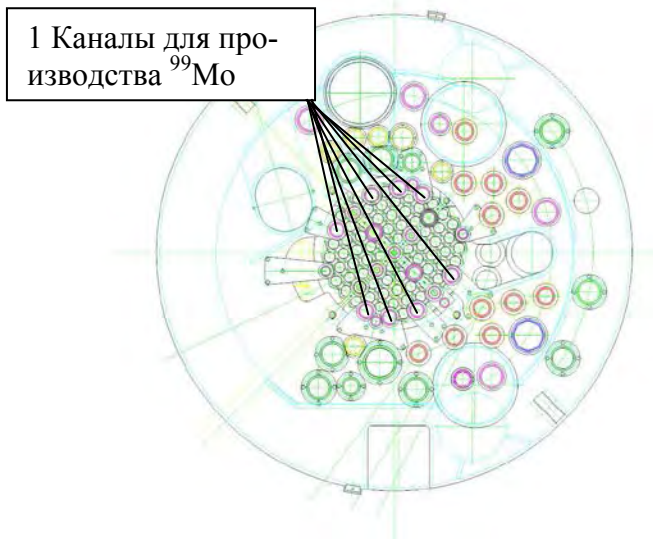


Рис.14 Вид активной зоны реактора ИВВ.10 М

В реакторе ИВВ.10 М все восемь экспериментальных каналов внутри активной зоны могут стать водоохлаждаемыми, то есть приспособленными для повышенного производства ^{99}Mo (Рис. 14 поз. 1).

Таким образом, потенциальная возможность производства ^{99}Mo может быть увеличена до **5500** Ки, а с учетом повышения нейтронного потока в экспериментальных каналах – до **7600** Ки на день переработки.

Растворный ядерный реактор «АРГУС»

Другим вариантом увеличения наработки ^{99}Mo в НИФХИ является создание дополнительного реактора типа «АРГУС».

"АРГУС" - растворный ядерный реактор для лабораторий ядерно-физических методов анализа и контроля. Прост и надежен в конструкции, с достаточным потоком нейтронов (до 10^{12} нейтр/см²·с) при небольшой (50 кВт) тепловой мощности.

Разработанные автором предложения позволяют разместить реакторный комплекс из двух реакторов типа «Аргус» в существующем здании реактора ВВР-ц с максимальным использованием действующей инфраструктуры для его эксплуатации и наработки ⁹⁹Mo [43].

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТЫ

1. Выполнен анализ состояния современной реакторной базы для производства ⁹⁹Mo. Выявлено место реактора ВВР-ц в решении проблемы наработки ⁹⁹Mo для отечественных медицинских центров и поставок этого изотопа на внешний рынок.

2. Решена важная народно-хозяйственная задача увеличения наработки на реакторе ВВР-ц изотопа медицинского назначения ⁹⁹Mo и производства новых современных Mo/Tc-генераторов для медицинских центров страны. Для решения этой задачи выполнен комплекс научно-технологических работ, включающий в себя:

- оценку потенциальных возможностей увеличения производства ^{99}Mo реактора ВВР-ц;
 - разработку и внедрение конструкций облучательных устройств и мишеней для наработки ^{99}Mo в реакторе ВВР-ц;
 - выполнение исследований и разработку комплекса мер по повышению безопасности и повышению информативности наработки молибдена в реакторе ВВР-ц;
 - разработку и освоение технологии безопасного радиохимического выделения ^{99}Mo из облученной урановой мишени;
 - разработку и освоение технологии переработки урансодержащих отходов с целью возврата урана после выделения молибдена из облученной мишени;
 - разработку нескольких типов молибден-технециевых генераторов и освоение их выпуска в филиале ФГУП «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» для отечественных медицинских центров.
3. Для дальнейшего совершенствования производства и улучшения качества продукции по разра-

ботанным требованиям создана автоматизированная линия по зарядке молибден-технециевых генераторов.

4. В качестве дальнейшего развития производства ^{99}Mo предложена концепция исследовательского реактора ИВВ.10М специализированного для наработки радионуклидов, как вариант реконструкции действующего реактора ВВР-ц.
5. Показаны альтернативные возможности и пути получения ^{99}Mo . Предложен дублирующий комплекс гомогенных растворных реакторов типа «АРГУС».

Автор выражает огромную благодарность сотрудникам института ФГУП «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», принимавшим участие в данной работе, а также Павшуку В.А., Поздееву В.В, за ценные замечания при подготовке рукописи диссертации.

Основные результаты диссертации изложены в следующих работах:

1. О.Ю. Кочнов, Н.Г. Колин, И.П. Лисовский, Н.Д. Лукин, В.Д. Мильцов, Л.А. Смахтин, А.А. Стук, Л.Е. Фыкин Исследовательский ядерный реактор ВВР-ц Филиала «НИФХИ им. Л.Я. Карпова». Эксплуата-

- ция, реконструкция, перспективы // Международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке», Москва, 2006 г. Тезисы докладов с. 58-59.
2. О.Ю. Кочнов, Н.Д. Лукин, Л.В. Аверин Реактор ВВР-ц: опыт эксплуатации и перспективы развития // Ядерная и радиационная безопасность №1 (47)-2008, г. Москва, 2008 с. 18-25.
 3. Кочнов О.Ю., Волков Ю.В. Анализ данных по срабатываниям АЗ реактора ВВР-ц. // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. -2002. -№2. с. 12 – 20.
 4. Козиев И.Н., Кочнов О.Ю., Старизный Е.С., Волков Ю.В. Комплекс информационной поддержки оператора ВВР-ц. Опыт создания первой версии // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. -2000. - №2. с. 30 – 39.
 5. Кочнов О.Ю., Самохин Д.С. Учет влияния материалов активной зоны реактора ВВР-ц на остаточное тепловыделение // Ядерная энергетика, Москва, Научная сессия МИФИ, 2004. –т. 8. -с. 46 – 47.
 6. Kochnov O.Y., Volkov Y.V. Emergency Shutdown of WWR-c Reactor after 40 Years of Operation // NATO

- Advanced Research Workshop, Russia Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering, 2004. -с. 47 – 65.
7. Кочнов О.Ю., Рыбкин Н.И. Определение пустотного коэффициента реактивности для реактора ВВР-ц // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2006. -№1. с. 51 – 54.
 8. Чиняев К.В., Кочнов О.Ю. Разработка программного продукта для оптимизации и планирования наработки ^{99}Mo на реакторе ВВР-ц // Технический отчет НИФХИ инв. № 09/07. 2007.
 9. Левченко Ю.Д., Кочнов О.Ю., Чусов И.А., Пивоваров В.А., Соловьев Н.А. Расчет теплотехнических параметров экспериментального канала ядерного реактора ВВР-ц для облучения мишени с урансодержащим материалом // Технический отчет инв. № 05/06. НИФХИ – 2006.
 10. Рыбкин Н.И., Кочнов О.Ю. Расчетно-экспериментальное обоснование возможности увеличения выпуска ^{99}Mo в ГК-2 реактора ВВР-ц // Технический отчет инв. № 39/09. НИФХИ – 2009.
 11. Захаров Н.В., Поздеев В.В., Кочнов О.Ю. Методика регенерации урана из ядерных мишеней, использу-

емых в производстве ^{99}Mo // Техническая документация НИФХИ инв. № 26/09. 2009.

12. Волков Ю.В., Самохин Д.С., Охрименко И.В., Кочнов О.Ю. Макет автоматизированной информационной системы по показателям надежности оборудования и персонала объектов ядерных технологий, а также по моделям для их оценки (АИСПНОП) // Научно-инновационное сотрудничество, Москва, Научная сессия МИФИ, 2004. –ч. 1. -с. 193 – 196.
13. Кочнов О.Ю., Лукин Н.Д. Система визуального осмотра внутриреакторных конструкций реактора ВВР-ц // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. -2004. -№4. с. 23 – 25.
14. И.А. Чусов, А.С. Шелегов, О.Ю. Кочнов Особенности теплогидравлики исследовательских реакторов водо-водяного типа // X международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров», Обнинск, 2007 г. Тезисы докладов с. 33-34.
15. И.А. Чусов, А.С. Шелегов, О.Ю. Кочнов Расчет теплогидравлических характеристик активной зоны реакторной установки ВВР-ц // X международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров», Обнинск, 2007 г. Тезисы докладов с. 34-35.

16. Ю.В. Волков, А.В. Соболев, О.Ю. Кочнов Падение тепловыделяющей сборки в активную зону реактора при перегрузке (вероятностная модель) // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика №2, г. Обнинск, 2010 г. с. 71-77.
17. О.Ю. Кочнов, В.В. Сергеев, А.А. Казанцев Расчетно-экспериментальный анализ аварийного расхолаживания ИС РУ ВВР-ц при обесточивании циркуляционных насосов // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика №3, г. Обнинск, 2010 г. с. 77-89.
18. Кочнов О.Ю. Оценка максимальных потенциальных возможностей производства ^{99}Mo на реакторе ВВР-ц // Технический отчет инв. № 41/09. НИФХИ – 2009.
19. Kochnov O.Y., Pozdeev V.V. Production ^{99}Mo in the branch of federal state unitary enterprise “Karpov Institute of Physical Chemistry”//Workshop on ^{99}Mo production using low enriched uranium, Australia Sydney, 2007.
20. Кочнов О.Ю., Поздеев В.В., Крашенинников А.И. Модернизация мишеней для производства ^{99}Mo на реакторе ВВР-ц // Технический отчет инв. № 31/09. НИФХИ – 2009.

21. О.Ю. Кочнов, В.В. Сергеев, А.А. Казанцев Расчетный анализ возможностей эксплуатации РУ ВВР-ц модернизированной компоновки на мощности 18 МВт с учетом номинальных и проектных аварийных режимов // Технический отчет инв. № 10/09. НИФХИ – 2009.
22. В.В. Сергеев, А.А. Казанцев, О.Ю. Кочнов Разработка и тестирование программы поканального теплогидравлического расчета РУ ВВР-ц для обеспечения совместного нейтронно-физического и теплового расчета на номинальных параметрах // Технический отчет инв. № 12/09. НИФХИ – 2009.
23. А.А. Казанцев, О.Ю. Кочнов, В.В. Сергеев Расчетный анализ максимальной проектной аварии на РУ ВВР-ц модернизированной компоновки при течи на напоре насосов и срабатывании системы СПОТ // Технический отчет инв. № 13/09. НИФХИ – 2009.
24. А.А. Казанцев, О.Ю. Кочнов, В.В. Сергеев Расчетный анализ проектных аварий на РУ ВВР-Ц модернизированной компоновки, связанных с теплогидравликой // Технический отчет инв. № 22/10. НИФХИ – 2010.

25. В.В. Колесов, О.Ю. Кочнов, Ю.В. Волков Тестирование разработанной модели. Оценка нейтронно-физических характеристик реактора ИВВ.10М // Технический отчет инв. № 24/09. НИФХИ – 2009.
26. Ю.В. Волков, В.В. Колесов, О.Ю. Кочнов Оценка нейтронно-физических характеристик реактора ИВВ.10М. Переходные и аварийные режимы // Технический отчет инв. № 25/09. НИФХИ – 2009.
27. О.Ю. Кочнов, Н.Д. Лукин, Реактор ВВР-ц (Опыт эксплуатации и перспективы развития) // XI международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров», Обнинск, 2009 г. Тезисы докладов с. 122-124.
28. О.Ю. Кочнов, В.А. Саркисов, И.А. Чусов, А.С. Шелегов, О.Ю., Цыкунова С.Ю. Расчетное обоснование тепло-гидравлических характеристик активной зоны реактора ВВР-ц // XI международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров», Обнинск, 2009 г. Тезисы докладов с. 192-193.
29. Ю.В. Волков, В.В. Колесов, О.Ю. Кочнов, А.В. Соболев Нейтронно-физическое обоснование безопасности реактора ИВВ.10М // Отчет о НИР инв. № 1/329-1. Обнинск – 2010.

30. О.Ю. Кочнов, Л.А. Смахтин, В.К. Ширяев и др. Особенности фармакинетики термически- и радиационно- модифицированного нового радиофарм-препарата на основе микросфер альбумина и палладия-103 // Химико-фармацевтический журнал, т 45, №8, 2011 г. стр. 3-5.
31. О.Ю. Кочнов Организация во ФНИФХИ современного технологического участка по производству генераторов технеция-99м нового поколения с обеспечением международной системы контроля качества медицинской продукции GMP // Международный форум «Атомэкспо-2011», Москва-2011, каталог, с. 22.
32. Н.Д. Лукин, О.Ю. Кочнов, В.Д. Мильцов О ресурсе основного оборудования ВВР-ц // XIII Российское совещание «Безопасность исследовательских ядерных установок», Димитровград-2011 г., Тезисы докладов, с. 41.
33. Ю.В. Волков, Д.С. Самохин, О.Ю. Кочнов Экспертный опрос как средство улучшения качества оценок показателей надежности очень надежного оборудования // Ядерная физика и инжиниринг т.1 №6, г. Москва, 2010 г. с. 489-493.

34. Сергеев В.В., Кочнов О.Ю., Казанцев А.А. Расчетный анализ проектных течей в первом контуре реакторной установки ВВР-ц модернизированной компоновки (ИВВ.10М) // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2011. - № 3. - с. 69-78.
35. O. Kochnov, V. Pozdeev, A Krashenninnikov, N. Zakharov Production of fission ^{99}Mo with closed uranium cycle // 7th International Conference of Isotopes, Moscow, 2011, p. 16.
36. О.Ю. Кочнов, В.В. Поздеев Опыт модернизации производства осколочного ^{99}Mo на ядерном реакторе ВВР-Ц // Ядерная физика и инжиниринг, г. Москва, 2012 г. (в печати)
37. Казанцев А.А., Сергеев В.В., Кочнов О.Ю. Расчетный анализ температуры в блок-контейнере модифицированной конструкции для наработки Мо-99 на ИЯУ ВВР-Ц (ИВВ.10М) // Ядерная физика и инжиниринг, г. Москва, 2012 г. (в печати)
38. В.В. Колесов, О.Ю. Кочнов, Ю.В. Волков, В.Ф. Украинцев, Р.И. Фомин Создание прецизионной модели реактора ВВР-Ц для последующей оптимизации его конструкции и наработки ^{99}Mo и других

- радионуклидов // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2012 г. (в печати)
39. В.В. Колесов, О.Ю. Кочнов Влияние бериллиевого отражателя, помещенного в активную зону реактора ВВР-Ц на ее нейтронно-физические характеристики // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2012 г. (в печати)
40. О.Ю. Кочнов, В.В. Поздеев, Н.В. Захаров, А.И. Крашенинников Производство осколочного молибдена-99 с замкнутым циклом по урану на ядерном реакторе ВВР-ц // Радиохимия 2012 г. (в печати)
41. O.Yu. Kochnov, V. V. Pozdeev Prospects for the Development of Mo-99 Production Consistent with WWR-c Reactor Modernization at the Branch of FSUE “Karpov Institute of Physical Chemistry” // International Conference on Research Reactors, IAEA, Morocco-2011, p. 60 – 61.
42. Кочнов О.Ю., Дуфлот В.Р., Крашенинников А.И. и др. // Патент на промышленный образец № 80306 Генератор технеция (4 варианта), 2011 г.
43. O.Kochnov, V.Pavshook Production of Mo-99 in the Federal State Unitary Enterprise “Karpov Institute of Physical Chemistry”. Ordinary and alternative technol-

ogies // 7th Conference on Nuclear and Particle Physics,
Egypt-2009, p. 10.

Кочнов Олег Юрьевич
АВТОРЕФЕРАТ

Компьютерная верстка и выпуск оригинал-макета – О.Ю. Кочнов
Подписано в печать с оригинал-макета 07.12.2011 г. Бумага офисная
80 г/м², формат 21×29,7 ½ . Гарнитура Time, печать – ризография.

Усл. печ. л. 1, уч. изд. л. 1 тираж 100 экз. № _____

Редакционно-издательский отдел филиала НИЯУ МИФИ (ИАТЭ),
249030, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1 (лицензия ЛР №
02713 от 27.04.1998 г.)