

Эта часть работы выложена в ознакомительных целях. Если вы хотите получить работу полностью, то приобретите ее воспользовавшись формой заказа на странице с готовой работой:

<https://stuservis.ru/magisterskaya-rabota/329983>

Тип работы: Магистерская работа

Предмет: Физика

Введение 4

1 Литературный обзор 8

1.1 Актуальность работы 8

1.2 Процесс карботермического синтеза 10

1.3 Мировой опыт получения топлива карботермическим методом 15

1.4 Особенности изготовления смешанного уран плутониевого топлива в РФ 16

Выводы по разделу 1 20

2 Исследовательская часть. Оптимизация процесса карботермического синтеза. 22

Выводы по разделу 2 29

3 Расчетная часть 30

3.1 Исходные данные 30

3.2 Материальный баланс 30

3.3 Тепловой баланс 32

3.4 Расчет лодочки 36

3.5 Расчет нагревательного элемента 37

3.6 Конструктивный расчет 39

3.7 Прочностной расчет 40

Выводы по разделу 3 41

4 Радиационно-гигиеническая оценка факторов производственной среды, влияющих на безопасность персонала 42

4.1 Характеристика вредных и опасных факторов, имеющих место в 42
лаборатории 42

4.2. Радиобиологические аспекты ингаляционного поступления радиоактивных аэрозолей 52

4.3 Мероприятия по защите от опасных вредных факторов 58

4.4 Обоснование требований по медицинскому наблюдению персонала 60

4.5 Мероприятия по защите окружающей среды 62

Выводы по разделу 4 62

5 Организационно-экономический раздел 64

5.1 Расчет себестоимости продукции. 64

5.2 Расчет срока окупаемости продукции. 68

Выводы по разделу 5 79

Заключение 80

Список литературы 81

Везде, где в качестве источника энергии используется урановое топливо, управление, использование и утилизация плутония и плутоний-содержащего топлива и отходов являются неотъемлемыми аспектами технологии. Основные проблемы плутониевой технологии, которые описаны в дипломной работе, приобрели дополнительное измерение в связи с наличием большого количества выделенного оружейного плутония или плутония в форме оружейных компонентов, которые должны быть сделаны недоступными для дальнейшего военного использования.

Таким образом, производство предполагает два маршрута, гражданский и военный, которое предполагает разделение и накопление выделенного плутония, а также обращение с плутонием, содержащимся в реакторах или хранящимся в качестве отработавшего топлива, имеют общее ограничение. Это необходимо для обеспечения того, чтобы плутоний, когда он не находится в реакторах или когда он не является частью принятой военной программы, был недоступен для несанкционированного и немирного использования. В настоящее время обсуждаются или действуют два основных подхода, ограничивающих доступ к выделенному плутонию.

Это, во-первых, повторное использование плутония в качестве смешанного оксидного топлива (СОТ) в

энергетических реакторах. При таком подходе плутоний помещается в активную зону реактора, а затем переводится в отработанное топливо с хранением до тех пор, пока он не сможет быть снова отделен и повторно использован с помощью соответствующей реакторной системы. Во-вторых, существует концепция помещения плутониевых материалов в высокоактивные стеклянные блоки или в отработанное топливо, которые будут помещены в глубокие подземные хранилища на неопределенный срок. В каждом случае, поскольку защита, обеспечиваемая окружающими продуктами деления, со временем уменьшается, либо для стратегии прямого геологического захоронения, либо для долгосрочного хранения плутония в отработанном урановом или СОТ-топливе, возникают вопросы относительно того, насколько недоступным будет плутоний и как долго выбранное хранилище будет защищать его от незаконного доступа и удаления (сохраняемость).

Одним из основных преимуществ стратегии использования отработавшего топлива реактора является то, что она позволяет полностью использовать плутоний в качестве энергетического ресурса, которым он является, тем самым повышая устойчивость ядерного варианта. Для раскрытия этого большого энергетического потенциала существуют три концепции, повышающие сохранность плутония. Первый - это переработка плутония до тех пор, пока он не будет разложен как оружейный материал. Это может быть в высокой степени реализовано на современных атомных установках, таких как реакторы на быстрых нейтронах [1]. Второй заключается в разработке усовершенствованного процесса сжигания, который в конечном итоге преобразует избыточный и отработанный плутоний по мере того, как срок его службы подходит к концу [2]. Третий вариант заключается в сокращении производства плутония за счет отказа от использования уранового топлива, вариант, который находится на ранних стадиях разработки [3]. При выборе маршрута энергетического реактора для решения проблемы обращения с плутонием важно жизненно важно разработать топливные стратегии и топливные циклы, которые будут эффективны при экономичном производстве электроэнергии, сохраняя при этом высокие стандарты безопасности и обеспечивая высокую устойчивость к несанкционированному доступу к плутонию.

Таким образом, проблема обращения с плутонием и его утилизации путем его строго контролируемого использования в энергетических реакторах стала важным фактором в решении проблемы продолжающегося развития ядерной энергетики. С одной стороны, продолжающееся накопление избыточного плутония является будущим бременем для мирового сообщества, не в последнюю очередь из-за риска его использования в военных целях. С другой стороны, только с помощью плутония можно использовать практически неограниченные энергетические ресурсы плодородного ^{238}U , для которого в конечном итоге понадобятся реакторы на быстрых нейтронах. Использование плутония в тепловых реакторах также повышает эффективность утилизации урана, но лишь примерно в два раза. Несмотря на это, переработка плутония в легководных реакторах (ЛВР) достигла промышленного уровня и в настоящее время является зрелой технологией в нескольких странах [4]. Это было частично из-за задержек в разработке реакторов на быстрых нейтронах, частично из-за вытекающей из этого необходимости скорейшего возврата инвестиций, вложенных в крупномасштабные перерабатывающие установки, частично из-за получаемой выгоды от минимизации высокоактивных отходов (ВАО) объемами, требующими геологического захоронения, и, что не в последнюю очередь, необходимостью ограничить растущие запасы выделенного плутония.

Для целей настоящей магистерской работы можно выделить три временных этапа в развитии плутониевой технологии. Первым этапом стало внедрение переработка топлива в LWRS сопровождается переработкой в промышленных масштабах, а также проектированием, изготовлением и испытанием СОТ-топлива. На втором этапе, который продлится, скажем, примерно до 2030 года, переработка СОТ должна быть распространена на большее число стран и заводов, на которых следует сократить растущие запасы плутония. В течение этого периода в рамках подготовки к третьему этапу расширения должна быть проведена разработка усовершенствованных установок топливного цикла и процессов для СОТ (переработка, изготовление топлива, хранение и транспортировка), а также разработка концепций новых реакторов. СОТ-топливо пользуется большим общественным признанием и демонстрирует улучшенные экономические показатели, что оправдывает его расширение, если компания собирается перейти к третьей фазе. Если эти цели не могут быть достигнуты, то к концу второго этапа должны быть созданы установки, позволяющие удалять как можно больше плутония со всех стадий топливного цикла путем сжигания и трансмутации [5].

На сегодняшний момент, для быстрых реакторов преимущественно использовать СНУП топливо, которое отличается от смешанного уран-плутониевого топлива (СОТ), тем что делящееся вещество - т.е. смесь урана и плутония - находится в виде соединения азота, монокризида, а не стандартного диоксида урана.

Однако, промышленный переход на такое топливо требует применение реакторов с натриевым и свинцовым теплоносителями.

Таким образом, цель данной работы – разработки установки получения смешанного уран плутонивого топлива карботермическим методом, является крайне актуальной и востребованной.

Для достижения поставленной цели необходимо решить следующие задачи:

- 1) провести обзор имеющейся литературы;
- 2) разработать установку карботермического синтеза;
- 3) Провести расчет материального и теплового балансов, а также провести конструктивный и прочностной расчеты
- 4) Провести оценку факторов производственной среды, влияющих на безопасность персонала
- 5) Провести расчет себестоимости и окупаемости продукции.

1 Литературный обзор

1.1 Актуальность работы

Плутоний успешно перерабатывается в виде СОР-топлива в тепловых реакторах (по существу, ЛВР) уже более тридцати лет. По состоянию на 2021 год, более 30 тепловых реакторов используют СОР-топливо, соответствующее схеме частичной загрузки активной зоны.

В разделе 1.2 приводится текущее состояние производства СОР-топлива во всем мире. Коммерческое применение СОР-топлива в ЛВР возросло в середине 1980-х годов в результате замедления темпов роста, что позже привело к фактическому отказу от реактора на быстрых нейтронах (РБН). В данной работе под РБН понимаем реактор на быстрых нейтронах (размножитель или горелка).

В результате технологии переработки и изготовления топлива были затем адаптированы для переработки плутония в качестве ЛВР-топлива, сосредоточив, таким образом, работу по стабилизации запасов выделенного плутония. В настоящее время использование СОР-топлива налажено в промышленных масштабах в ряде стран. В Бельгии, Франции, Германии, Японии и Швейцарии имеется значительное количество тепловых энергетических реакторов, которые работают на воде под давлением (PWR) и реакторы на кипящей воде (BWR) либо лицензированы, либо была подана заявка на получение лицензии, для использования СОР-топлива в объеме до 30% или более активной зоны реактора [6].

Мощности по переработке сегодня в таких организациях составляют около 3400 тонн в год для стран экономического сотрудничества и развития, в основном коммерческих, и около 620 тонн в год в странах, не входящих в страны экономического содружества (Российская Федерация и Индия), особенно на некоммерческих предприятиях (Челябинская РТ-1, Российская Федерация; ПРЕФЕКТУРА Тарапур-1 и Тромбей, Индия). Примечательно, что Китай присоединится к сообществу переработчиков, в то время как Индия, Япония и Российская Федерация могут расширить свои мощности по переработке, введя в эксплуатацию новые объекты в ближайшее десятилетие.

Тем временем завод Sellafeld B205 Magnox в Соединенном Королевстве (Великобритания) с мощностью 1500 тонн в год планируется закрыть примерно в 2023 году. Прогнозы мировых мощностей по переработке после 2025 года составляют около 6000 тонн в год. Эти мощности по переработке достаточны в соответствии с текущими прогнозами потребностей.

Около 10500 т отработавшего топлива было выброшено из ядерных энергетических реакторов, и около 2900 т отработавшего топлива было переработано в 2022 году, что соответствует примерно 28% от общего объема. Около 20 т плутония было выделено на установках по переработке, а 9 т использовались главным образом в качестве СОР-топлива в ЛВР [7].

В результате разделения и использования плутония в качестве СОР-топлива накопленные запасы выделенного гражданского плутония составили около 180 тонн на конец 2018 года, увеличившись примерно до 210 тонн на конец 2019 года и примерно 220 тонн на конец 2020 года. Эти оценки данных основаны на заявлениях государств - членов МАГАТЭ [5].

Использование СОР-топлива только в тепловых энергетических реакторах в конечном счете не решит проблем, связанных с накоплением количеств сбрасываемого отработавшего топлива и выделенного плутония, требующих хранения. В последние годы не более 30% топлива, выгруженное из тепловых реакторов, было переработано, в то время как около 40% выделенного плутония было использовано для изготовления СОР-топлива. Это связано с ограниченными производственными мощностями и отсутствием оборудования для внутренней переработки или с ограничениями на использование плутония из других источников. Пять заводов, на которых в настоящее время производится СОР-топливо, находятся в Бельгии, Франции, Японии и Индии, общая мощность которых составляет около 210 тонн в год. В Великобритании вводится в эксплуатацию шестой завод. В Японии и Китае планируются дополнительные установки по

производству СОТ.

Более эффективное использование плутония в конечном счете будет обеспечено в реакторах на быстрых нейтронах, где возможна многократная переработка, что было продемонстрировано. Несмотря на замедление разработки реакторов на быстрых нейтронах, долгосрочная потребность в реакторах этого типа была признана. В Российской Федерации предполагается в конечном итоге перерабатывать плутоний в коммерческих FBR, и планируется построить три таких реактора [6].

1.2 Процесс карботермического синтеза

Частицы карбида кремния (SiC) являются захватывающими структурами из-за их твердости, химической инертности и диэлектрических свойств. В частности, их свойства поглощения/излучения в среднем инфракрасном диапазоне делают их подходящими конструкциями для тепловых излучателей при температуре окружающей среды. Однако синтез однородных сферических структур по-прежнему остается сложной задачей.

Хорошо известный синтез сферических и монодисперсных кремниевых частиц был изобретен Штебером и усовершенствован Богуше и Гишем. В этих золь-гелевых реакциях кремнезем гидролизует в присутствии аммония в качестве катализатора в одноэтапном процессе [8]. Распределение по размерам контролируется в процессе синтеза либо концентрацией реагентов, либо температурой, и обычно в результате получается коллоидный кремний с диаметром от 50 до 2000 нм и малой полидисперсностью. Различные последующие отчеты демонстрируют сильное влияние концентрации технологий на результирующий размер частиц. При исследовании небольших реакционных смесей (15 мл) мы также обнаруживаем сильное влияние концентрации ТЕО на размер частиц.

При $c=0,125$ мкмоль/л было получено бимодальное распределение со значительной разницей в среднем параметре частиц (150 нм против 1000 нм). Однако, вполне вероятно, что существует верхний предел эволюции частиц, составляющий около $c>0,4$ мкмоль/л, за пределами которого происходит гелеобразование. Контролировать размер этой реакции трудно: при низких концентрациях теосконцентратов получают частицы диаметром около 100 нм, при средних концентрациях теосконцентратов доступны небольшие шарики диаметром около 100 нм, а при высоких концентрациях теосконцентратов наблюдается образование частиц. Кроме того, результирующий размер частиц относительно нечувствителен к изменениям других реагентов.

Изменение концентрации воды, PTMS и аммиака не влияет на конечный размер частиц (рис. 1.1) Это поведение присутствует PTMS, который служит источником углерода для последующей стадии пиролиза. PTMS влияет на кинетику конденсации частиц. Потенциальной причиной могут быть различия в кинетике конденсации алкокси-(TEOS) и органоалкоксисилана (PTMS) в процессе золь-гель.[32] Фенилгруппа PTM обладает более высоким сопротивлением и, следовательно, влияет на время зарождения (longernucleation time) и формирование трехмерной силиконовой сети. Химическая структура TEOS состоит из четырех равноценных боковых цепей и, следовательно, ожидается, что она вызовет больше участков зарождения (что соответствует более короткому времени зарождения) по сравнению с предыдущим. PTM может также выступать в качестве поверхностно-активного вещества в этом процессе благодаря своей гидрофильной силаноловой головной группе и постоянно присоединенной гидрофобной фенилгруппе, которые могут влиять на размер частиц и их пористость.

Изменение концентрации аммиака в процессе синтеза с 0,25 моль-1 до 2,0 моль-1 при постоянной температуре и концентрации тео (при 0,25 моль-1 и 0,0625 моль-1 соответственно) не влияло на диаметр частиц. В результате были получены параметры около 750 нм для всех частиц (рис. 1.1).

Традиционно приписывают такое поведение присутствию PTMS, который служит источником углерода для последующей стадии пиролиза. PTMS влияет на кинетику конденсации частиц. Потенциальной причиной могут быть различия в кинетике конденсации алкокси-(TEOS) и органоалкоксисилана (PTMS) в процессе золь-гель.[32] Фенильная группа PTM обладает более высоким пространственным сопротивлением и, следовательно, влияет на время зарождения (более длительное время зарождения) и формирование трехмерной кремниевой сети.

Химическая структура TEOS состоит из четырех равнобедренных цепей и является, следовательно, ожидается индуцирование меньших участков зарождения (что соответствует более короткому времени зарождения) по сравнению с предыдущим. PTMS также может выступать в качестве поверхностно-активного вещества в этом процессе благодаря своей гидрофильной силанольной головной группе и постоянно присоединенной гидрофобной фенильной группе, которые могут влиять на размер частиц и их пористость [10].

Изменение концентрации аммиака в процессе синтеза с 0,25 моль-1 до 2,0 моль-1 при постоянной

температуре и концентрации тео (при 0,25 моль-1 и 0,0625 моль-1 соответственно) не влияло на диаметр частиц. В результате были получены параметры около 750 нм для всех частиц (рис. 1b). В литературе можно найти противоположные утверждения о влиянии аммиака. Кроме того, концентрация РТМ лишь незначительно влияет на размер результирующих частиц (рис. 1с). При концентрации 0,2 молл1 все образцы находятся в диапазоне около 800 нм. Изменение объема РТМС: Н2О в соответствии с увеличением диаметра частиц при большем количестве воды не оказывает существенного влияния на размер, но влияет на распределение частиц по размерам

1. Адамов Е.О., Орлов В.В., Рачков В.И., Слесарев И.С., Хомяков Ю.С. Ядерная энергетика с присущей ей безопасностью: смена устаревшей парадигмы, критериев. Изв. РАН. Энергетика. 2015. N 1. С. 13-39
2. Копырин А.А., Карелин А.И., Карелин В.А. Технология производства ядерного топлива и радиохимической переработки. М.: ЗАО Атомэнергоиздат. 2006. 576 с.
3. Алексеев С.В., Зайцев В.А. Нитридное топливо для атомной энергетики. М.: Техносфера. 2013. 240 с.
4. Постановление Правительства Российской Федерации от 3 февраля 2010 г. n 50 «О федеральной целевой программе «Ядерные энергетические технологии нового поколения на период 2010 - 2015 гг. и на перспективу до 2020 г.»
5. Троянов В.М., Грачев А.Ф., Забудько Л.М., Скупов М.В. Перспективы использования нитридного топлива для реакторов на быстрых нейтронах замкнутого цикла. Атом. Энергия. 2014. Т. 117. N 2. С. 69-75.
6. Поплавский В.М., Забудько Л.М., Шкабура И.А., Скупов М.В., Бычков А.В., Кислый В.А., Крюков Ф.Н., Васильев Б.А. Топливо для перспективных натриевых реакторов на быстрых нейтронах - текущее состояние и планы. Атом. Энергия. 2010. Т. 108. N 4. С. 212-217.
7. Рогозкин Б.Д., Степеннова Н.М., Прошкин А.А. Мононитридное топливо для быстрых реакторов. Атомная энергия. 2003. Т. 95. N 3. С. 208-211.
8. Елисеев В.А., Забудько Л.М., Малышева И.В., Матвеев В.И. Нитридное топливо для перспективного натриевого реактора на быстрых нейтронах типа БН-1200. Атом. Энергия. 2013. Т. 114. N 5. С. 266-271.
9. Адамов Е.О., Забудько Л.М., Матвеев В.И., Рачков В.И., Троянов В.М., Хомяков Ю.С., Леонов В.Н. Сравнительный анализ преимуществ и недостатков использования металлического и нитридного смешанного уран-плутониевого топлива в реакторах на быстрых нейтронах. Изв. РАН. Энергетика. 2015. № 2. С. 3-15.
10. Троянов В.М., Грачев А.Ф., Забудько Л.М., Скупов М.В., Зозуля Д.В. Программа и некоторые результаты реакторных испытаний смешанного нитридного топлива в быстрых реакторах. Атом. Энергия. 2015. Т.118. N 2. С. 75-79.
11. Ватулин А.В., Рогозкин Б.Д., Стрела-Новицкий А.Г. Мононитридное уран-плутониевое топливо свинцовых реакторов на быстрых нейтронах. Вопр. Атомн. Науки и техники. Сер.: Учеб. пособие. Безопасность. AES. 2004. Т. 4. С. 161-170.
12. Гринхалг У.О., Вебер Э.Т. Карботермический синтез смешанного нитрида урана-плутония. Управление научно-технической информации Технические отчеты. Ричленд, Вашингтон.: Тихоокеанская северо-западная лаборатория. 1968. Rep. 4842584. DOI: 10.2172/4842584.
13. Юбилейная коллекция. Об истории создания и эксплуатации исследовательского реактора на быстрых нейтронах БР-5 (БР-10). 1959-2009. Статьи, воспоминания, фотодокументы. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ им. А. И. Лейпунского. 2009. С. 64-65.
14. Рихтер К., Бланк Х. Процессы изготовления и характеристика карбидных и нитридных топлив LMFBR и топливных стержней. Протокол заседания Технического комитета «Усовершенствованное топливо для реакторов-размножителей на быстрых нейтронах: изготовление, свойства и их оптимизация» IEAE-TECDOC-466. 1988. С. 61-71.
15. Годин Ю.Г., Тенишев А.В., Новиков В.В. Физическое материаловедение: учебник для вузов. Т. 6. Ч. 2. Материалы для ядерного топлива. М.: МИФИ. 2008. 604 с.
16. Жеребцов А.А., Мочалов Ю.С., Шадрин А.Ю., Зайков Ю.П., Горбачев М.К., Соколов К.А., Кислый В.А., Гончаров Д.А. Разработка дизайн-проекта ядерного топливно-энергетического комплекса промышленно-энергетического комплекса. Собрание. представителя отрасли конференции. Госкорпорации «Росатом» на тему "Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на основе реакторов на быстрых нейтронах". 2018. С. 92.
17. Производство нитридного топлива внутренним золь-гель процессом. Факультет ядерной химии химической и биологической инженерии Технологического университета Чалмерса. Технический отчет за 2014 год:12. С. 71.

18. Бауэр А.А. Нитридные топлива: свойства и потенциальные возможности. Реакторная технология. 1972. Т. 15. N 2. С. 87-104.
19. Котельников Р.Б., Башлыков С.Н., Каштанов А.И., Меньшикова Т.С. Высокотемпературное ядерное топливо. М.: Атомиздат. 1978. 432 с.
20. Гузеев В.В., Семенов С.С., Циркунов П.Т., Калаев М.Е. Синтез нитридов редких элементов методом каталитической плазменной конверсии. Изв. Высш. Учебник. Завед. Физика. 2018. Т. 61. N 12/2. С. 16-18.
21. Шорников Д.П., Бурлакова М.А., Тарасов Б.А., Никитин С.Н., Якутина Т.В., Юрлова М.С. Получение и уплотнение нанопорошков нитрида урана методами плазменно-искрового и электроимпульсного спекания. Вектор науки Толиат. Гос. Ун-та. 2013. Т. 25. N 3. С. 95-98 (на русском языке).
22. Йеманса С.Б., Чинтака Сильва Г.В., Церефис Г.С., Червински К.Р., Хартманн Т., Баррелл А.К., Саттельбергер А.П. Окислительный аммонолиз фторидов урана (IV) до нитрида урана (VI). J. Nucl. Имеет значение. 2008. N 374. С. 75-78. DOI: 10.1016/2007.06.022.
23. Адамов Е.О., Джалавян А.В., Лопаткин А.В., Молоканов Н.А., Муравьев Е.В., Орлов В.В., Калякин С.Г., Рачков В.И., Троянов В.М., Аврорин Е.Н., Иванов В.Б., Алексахин Р.М. Концептуальные положения стратегии развития атомной энергетики России на перспективу до 2100 года. Атом. Энергия. 2012. Т. 112. N 6. С. 319-330.
24. Зарецкий С.А. Электрохимическая технология неорганических веществ и химические источники тока: Учебник для учащихся техникумов / С.А. Зарецкий, В.Н. Сучков, П.Б. Животинский. – М.: Высш. Школа, 1980. – 423 с.
25. Кубасов В.Л. Электрохимическая технология неорганических веществ: Учебн. для техник / В.Л. Кубасов, В.В. Банников. – М.: Химия, 1989. – 288 с.
26. СП 12.13130.2009 «Свод правил. Определение категорий помещений, зданий и наружных установок по взрывопожарной и пожарной опасности».
27. СП 2.2.3670-20 «Санитарно-эпидемиологические требования к условиям труда».
28. Белов С.В. Безопасность жизнедеятельности: учебник пособие / С.В. Белов, А.В. Ильницкая, А.Ф. Козьяков. Высшая школа, 2007. – 615 с.
29. Чулков Н.А. Безопасность жизнедеятельности: Учебное пособие. – Томск: Изд-во ТПУ, 2011. – 185 с.
30. СП 52.13330.2016 «Естественное и искусственное освещение».
31. СанПиН 1.2.3685-21 «Гигиенические нормативы и требования к обеспечению безопасности и (или) безвредности для человека факторов среды обитания».
32. ГОСТ 12.1.007-76 Система стандартов безопасности труда (ССБТ).
33. Вредные вещества. Классификация и общие требования безопасности (с Изменениями N 1, 2).
34. Федосова В.Д. Расчет потребного воздухообмена. Методические указания к выполнению самостоятельной работы по дисциплине «Безопасность жизнедеятельности» для студентов всех специальностей / В.Д. Федосова, М.В. Бренчугина – Северск.: СГТА, 2006. – 10 с.
35. Доманский, И.В., Исаков, В.П. Островский, Г.М., Соколов, В.Н. – Машины и аппараты химических производств. Примеры и задачи. / И.В. Доманский, В.П. Исаков, Г.М. Островский, под ред. В.Н. Соколов Л.:Машиностроение. Ленинградское отд-ние, – 1982. – 384 с.
36. Касаткин, А.Г. Основные процессы и аппараты химической технологии / А.Г. Касаткин; 10-е изд., стереотипное, доработанное. Перепеч. с изд. – Москва: ООО ТИД «Альянс», 1973. – 753 с

Эта часть работы выложена в ознакомительных целях. Если вы хотите получить работу полностью, то приобретите ее воспользовавшись формой заказа на странице с готовой работой:

<https://stuservis.ru/magisterskaya-rabota/329983>