

УДК 621.039.54

НЕКОТОРЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ТОРИЕВОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

*Троянов М.Ф., Илюнин В.Г., Калашников А.Г., Кузьминов Б.Д.,
Николаев М.Н., Раскач Ф.П., Сметанин Э.Я., Цибуля А.М.
(ГНЦ РФ — ФЭИ им. А.И. Лейпунского)*

В последние годы можно отметить повышение интереса к вовлечению тория в ядерную энергетику [1]. Большой интерес стали проявлять специалисты — они видят новые сферы исследований в ядерной энергетике, связанные с ресурсами ядерного топлива, повышением безопасности реакторов и улучшением экологической приемлемости АЭС. Многие усматривают главное достоинство ториевого цикла в его большей потенциальной сопротивляемости утечке ядерных материалов. В частности, с этим связаны и предложения по использованию в реакторах топлива на основе тория и плутония для утилизации плутония.

В статье отражаются, главным образом, работы ФЭИ. Они постоянно поддерживаются в институте, хотя и в небольшом объеме. Авторы, не претендуя на исчерпывающее освещение проблемы, излагают свое представление о ней и путях ее решения.

Работы по ториевому циклу поддерживаются в Радиовом институте им. В.Г. Хлопина, РНЦ «Курчатовский ин-т», НИИАРе, МИФИ, ВНИИНМ. ВНИИЭФ стал активным пропагандистом ториевого цикла. В экспериментальные работы значительный вклад внесли специалисты ПО «Маяк», Сибирского химкомбината, БН-350.

Первые опыты по изучению накопления ^{233}U в тории, помещенном в уран-графитовый реактор, показали, что обращение с выделенным ^{233}U будет непростым. Накопленный вместе с ним другой изотоп ^{232}U при распаде является источником дочерних продуктов с высокоэнергетическим γ -излучением [2]. Оказалось, что только при накоплении до 1 г ^{233}U на 1 кг тория можно рассчитывать на возможность длительной работы с ^{233}U в перчаточных боксах. При этом концентрация ^{232}U составляет примерно 5 млн^{-1} . При концентрации ^{232}U более 10 млн^{-1} необходимо либо очищать от продуктов распада и быстро проводить все технологические операции (ориентировочно в течение 4 месяцев), либо создать допустимые санитарные условия автоматизированным хорошо защищенным оборудованием.

Последующий опыт исследований и экспериментов подтвердил, что в тепловых реакторах накопление ^{233}U до $\sim 1 \text{ г/кг}$ приводит к концентрации $^{232}\text{U} \sim 5 \text{ млн}^{-1}$. Известно также, что большое количество ^{233}U примерно такой же чистоты по ^{232}U получено в США [2].

Для начального периода освоения топливного цикла ^{233}U —Th было бы большим облегчением использовать приемлемо чистый ^{233}U , чтобы изготавливать образцы и мишени, опытные твэлы и ТВС, вести технологические разработки. Невозможно рассчитывать в будущем только на такой чистый ^{233}U , так как в энергетическом реакторе (например, PWR) с торием в активной зоне при приемлемом выгорании будет накапливаться ^{233}U концентрацией ^{232}U 2000—3000 млн^{-1} . Крупномасштабное использование ^{233}U потребует ориентации топливного цикла на условия работы с ^{233}U , за-

грязненным ^{232}U . Однако без ущерба для экономических показателей АЭС наработка гораздо более чистого ^{233}U может быть реализована в быстрых реакторах.

В ториевом бланкете быстрого реактора уже на расстоянии 15—20 см от границы активной зоны отфильтровывается высокоэнергетическая часть нейтронного спектра, и при накоплении ^{233}U в тории $\leq 2,5$ г/кг концентрация ^{232}U составит несколько млн $^{-1}$. В отличие от теплового реактора получение такой концентрации не требует коротких кампаний активной зоны и специальных режимов перегрузки ториевых сборок.

Для БН-800 в радиальном ториевом бланкете расчетные данные приведены в таблице.

Накопление изотопов урана в ториевом радиальном бланкете БН-800 за 7000 эф. ч

Характеристика	Слои бланкета, начиная от активной зоны			
	1	2	3	4
Количество загруженного тория, т	7,4	8	8,5	5,5
Накопление ^{233}U , кг/год	82,2	47,9	30,1	15,6
Концентрация ^{233}U в выгружаемом тории, г/кг	5,2	2,8	1,7	1,3
Концентрация ^{232}U в ^{233}U , млн $^{-1}$	42	11	3	0,7

Как видно, в установившемся режиме имеется возможность получать несколько десятков килограммов в год достаточно чистого ^{233}U . Такой способ экспериментально проверен в БН-350, в радиальном урановом бланкете которого облучали образцы тория до накопления ^{233}U 1,3 г/кг. Концентрация ^{232}U находилась в интервале от 2 до 11 млн $^{-1}$. Надо учесть, что в сплошном урановом бланкете концентрация ^{232}U в образцах тория оказывается выше, чем в сплошном ториевом бланкете.

Среди экспериментальных работ было лабораторное изучение возможности выделения из облученного тория ^{233}Pa . Распад ^{233}Pa дает чистый ^{233}U . Такой эксперимент требует четкой и быстрой доставки облученного тория в радиохимическую лабораторию. В результате переработки образцов ФЭИ располагает примерно 100 мг ^{233}U , полученного из ^{233}Pa .

Со специалистами по разделению изотопов изучался вопрос о возможности отделения ^{232}U от ^{233}U на центрифугах. Такая технология представляется реалистичной. Возможно, что в случае серьезного развития работ по ториевому циклу появится задача экономического выбора между двумя видами технологии топлива: работа с радиоактивным топливом на специальном оборудовании или более простое оборудование, но с предварительным отделением ^{232}U от ^{233}U .

Технология ториевого цикла. В технологии изготовления таблеточного топлива из смеси оксидов тория и урана (или плутония) не ожидается специфических трудностей. Опытные таблетки хорошего качества из такой смеси изготавливали в ФЭИ, ВНИИНМ и других институтах.

Для приготовления смеси оксидов тория и урана могут стать привлекательными методы электрохимического получения гранул оксидов в расплавах солей и последующего виброуплотнения топлива. Такие работы ведутся в ФЭИ и НИИАРе.

Внимание технологов привлекает перспектива создания дисперсионных композиций, которые могли бы дать реакторам дополнительные резервы безопасности. Дисперсионные композиции с хорошей теплопроводностью приводят к пониженной температуре топлива, малому запасу аккумулированного тепла.

Для ВВЭР разрабатываются композиции UO_2 (60% по объему)—Zr-сплав (40% по объему) и UO_2 —Al-сплав [3]. Такие композиции успешно прошли комплексные испытания. Авторы разработки считают, что диоксид урана может быть без затруднений заменен смесью UO_2 — ThO_2 . Еще одна нетрадиционная дисперсионная композиция предполагает использовать в качестве матрицы пиролитический расширенный графит [4]. Технология таких композиций с оксидом урана опробована, но необходимы комплексные испытания, в том числе по переработке.

К сожалению, пока не уделено достаточного внимания дисперсионной композиции с матрицей из металлического тория, возможно, легированного. Эта композиция по некоторым показателям могла бы стать наиболее эффективной. Возможность реализации технологии выделения ^{233}U из тория экспериментально проверена на образцах металлического тория, облученного в тепловом реакторе. Выдержка образцов составляла около 3 лет. Уран выделяли водной экстракцией. Извлечение урана составило 99,4%, коэффициент очистки от продуктов деления в одном цикле экстракции превышал 1000. Рафинат экстракционного процесса содержал торий и основную массу продуктов деления. В отдельном цикле экстракционной переработки торий извлекали из рафината. Извлечение превысило 99% при 100-кратной очистке.

С учетом этой работы понятно, что оксидное топливо (ThO_2 — UO_2 или ThO_2 — PuO_2) будет иметь особенности только на стадии растворения. Растворение ThO_2 исследовали на образцах, облучавшихся в радиальном бланкете БН-350. Технологически приемлемую скорость растворения оксида тория получали при добавлении к азотной плавиковой кислоты (0,1 моль/л).

Эти экспериментальные работы наряду с известными данными показывают осуществимость замкнутого ториевого цикла на основе водной экстракции. Однако специалисты считают, что линия переработки тория должна быть самостоятельной, а не приспособленной к действующим установкам. В то же время этап обращения с отходами переработки, по-видимому, не требует новых решений.

Специалисты в области сухих методов переработки считают, что использование, например, методов переработки отработавшего ториевого топлива в солевых расплавах позволит организовать эффективную комплексную технологию, которая совместит электрохимическую переработку в расплавах с получением гранулята и последующую вибротехнологию для приготовления топлива.

Вряд ли можно найти хотя бы одну реакторную концепцию, которая бы не «примялась» к ториевому циклу. Но если иметь в виду эволюционное вхождение тория в ядерную энергетику, то в первую очередь следует ожидать внедрение тория в реакторы типа PWR.

Начальный период: торий с ^{235}U в ВВЭР. Одним из предложений ФЭИ по началу использования тория является применение уже имеющегося в результате разоружения высокообогащенного урана [5]. Это позволит избежать специального обогащения урана для инициирования ториевого цикла. Такое предложение проработано на примере ВВЭР-1000 с топливом дисперсионного типа на основе матрицы из металлического тория. Целесообразно использовать два типа ТВС с разным содержанием ^{235}U (5 и 6% по объему), с годовым циклом перегрузок и перестановок частично выгоревших сборок на периферию активной зоны. При этом сохраняются все основные решения по конструкции активной зоны по сравнению с обычным ее вариантом для UO_2 -топлива.

Удельный расход ^{235}U на выработку энергии благодаря накоплению ^{233}U оказывается меньше по сравнению с урановым оксидным топливом (735 и 940 кг в год соответственно). Сокращается в 1,8 раза число потребляемых ТВС. Вместо плутония (250 кг/год) нарабатывается ^{233}U (350 кг/год). Благоприятно изменяются коэффи-

циенты реактивности и необходимые запасы реактивности на выгорание, компенсацию разогрева. Снижается аккумулированная в топливе энергия. Все это приводит к повышению безопасности реактора.

Начальный период: торий с плутонием в ВВЭР. Такие схемы изучали и продолжают изучать прежде всего в связи с утилизацией оружейного плутония [5, 6]. Сторонники этого варианта отмечают его особенность: плутоний конвертируется в ^{233}U , загрязненный ^{232}U и тем самым защищенный от хищения. В дальнейшем ^{233}U будет использован в цикле $^{233}\text{U}—\text{Th}$.

В качестве примера рассмотрен ВВЭР-1000 с топливом $(\text{Th}, \text{Pu})\text{O}_2$ на основе оружейного плутония. Принималось, что плутоний-ториевые ТВС используются в 1/3 активной зоны. Все основные характеристики обычного ВВЭР сохранялись, за исключением того, что направляющие трубы пэлов СУЗ и дистанционирующие решетки в ТВС принимались циркониевыми, а не стальными. ВВЭР-1000 с такой загрузкой активной зоны ежегодно расходует 355 кг оружейного плутония, в то время как реактор с загрузкой 1/3 зоны смешанным уран-плутониевым топливом — всего 270 кг. После выгрузки топлива выгоранием 40 МВт·сут/кг в ТВС с плутонием остается 1/3 его первоначального количества. В составе плутония в выгружаемых ТВС $(\text{Th}—\text{Pu})\text{O}_2$ будет менее 30% ^{239}Pu . Таким образом, уже после одного цикла работы в таком реакторе весь загруженный плутоний утрачивает оружейное качество.

Оценки характеристик безопасности реактора показывают небольшую разницу по сравнению с обычным смешанным уран-плутониевым топливом при той же схеме загрузки. Для компенсации эффектов реактивности годится та же система стержней, которая имеется в исходном реакторе с урановым топливом.

В целом не видно препятствий для использования в ВВЭР-1000 1/3 загрузки топливом $(\text{Th}—\text{Pu})\text{O}_2$.

Для утилизации плутония или высокообогащенного урана в сочетании с торием в настоящее время рассматриваются также легководные реакторы типа «Seed and Blanket». В частности, такая концепция изучается и поддерживается специалистами РНЦ «Курчатовский ин-т» совместно с иностранными партнерами [7].

ВВЭР с $^{233}\text{U}—\text{Th}$ -топливом. Выбор такого реактора, далеко отстоящего от настоящего времени, — вопрос будущего. В таком будущем проекте нет необходимости опираться на имеющуюся компоновку активной зоны. В топливном цикле $^{233}\text{U}—\text{Th}$ предстоит, по нашему мнению, заново искать компромисс между параметрами воспроизводства ^{233}U и физическими характеристиками, определяющими безопасность, удельной мощностью и выгоранием. По сравнению с предшествующим поколением реакторов с водой под давлением будет несомненное желание повысить самозащищенность нового поколения реакторов.

Проработки в ФЭИ подтвердили целесообразность более тесных упаковок твэлов с уменьшением доли воды и перехода как минимум на два типа ТВС в активной зоне. Такие изменения существенно затрагивают тепловые и гидравлические характеристики реактора, коэффициенты и баланс реактивности. Гармонизация всех этих изменений и условий потребует еще длительной работы как в концептуальном плане, так и в плане разработки конкретной конструкции.

Смешанный цикл с воспроизводством ^{233}U и плутония в быстрых реакторах. Идея такого цикла предложена и развита в ФЭИ [8, 9]. В соответствии с ней в активной зоне и ^{233}U , и плутоний используются в смеси с ^{238}U . Торий загружается только в бланкет. Топливо с ^{233}U находится в центральной части активной зоны, смешанное уран-плутониевое топливо — в ее периферийной части. В результате вторичный ^{233}U будет накапливаться только в бланкете, плутоний — только в активной зоне. Вопрос о материале торцевых бланкетов может быть решен в ходе конкретной разработки.

Можно представить и другие схемы смешанного цикла, например, возможно полное гомогенное смешение оксидов плутония, ^{233}U и ^{238}U в твэлах. Сравнительные расчеты показывают, что зонное размещение (^{233}U — в центральной части, Pu — на периферии, Th — в бланкете) имеет существенные преимущества:

лучшие характеристики безопасности по сравнению с быстрыми реакторами. При одинаковом доплеровском коэффициенте реактивности пустотный натриевый эффект имеет большой отрицательный компонент и в целом пустотный эффект может быть отрицательным;

большую эффективную долю запаздывающих нейтронов в активной зоне с ^{238}U по сравнению с использованием тория в активной зоне;

исключение протактиниевого эффекта реактивности вследствие размещения тория в бланкете, а не в активной зоне.

Кроме этих, можно отметить и другие особенности:

воспроизводимый ^{233}U является наиболее чистым по ^{232}U по сравнению с любым другим способом его наработки в активных зонах энергетических реакторов;

в радиальном бланкете представляется возможным использовать металлический торий. Его растворение при радиохимической переработке будет проще, чем оксида тория. В свою очередь, для переработки и изготовления топлива активной зоны урановым оксидным и смешанным уран-плутониевым топливом будет пригодна известная технология.

^{233}U в реакторах для космоса. Реакторы «Топаз» с термоэмиссионным прямым преобразованием энергии прошли успешные испытания в космосе [10]. Топливным материалом в электрогенерирующих элементах служит оксид обогащенного урана. Если заменить его на диоксид ^{233}U , потребуется существенно меньшее количество топлива. Наибольший интерес в этом случае вызывает не столько уменьшение габаритов реактора, сколько возможность использовать выигрыш в критической массе для создания более надежных элементов, в частности, с большей пористостью и утолщенной оболочкой. Это позволит улучшить такую важную характеристику космических реакторов, как длительность работы.

Предварительное изучение показало, что ресурс термоэмиссионного реактора на ^{233}U по работоспособности ЭГК может быть доведен до 7—10 лет — крайне желательного срока.

Однако использовать ^{233}U в таких реакторах возможно только в том случае, если удастся создать приемлемую радиационную обстановку на многих ответственных операциях изготовления ЭГК, сборки реактора, обслуживания на пусковой площадке. Изготовление ЭГК — трудоемкая и сложная по технологии работа, которая не может выполняться в условиях повышенной радиации. По оценкам только невысокое содержание ^{232}U в ^{233}U ($4\text{—}5\text{ млн}^{-1}$) и короткий технологический цикл обеспечат удовлетворительные условия труда, а реальные возможности получения ^{233}U такого качества есть.

Обеспеченность ядерными данными разработок ториевого цикла. Такая задача не выпадала из поля зрения специалистов, но пока и не находилась в центре их внимания. Оживление интереса к ториевому циклу в последнее время побудило оценить состояние обеспеченности ядерными данными по максимуму, подобно тому, как это сделано для уран-плутониевого топливного цикла. Такая оценка сделана [11]. В ней даются детальные требования к необходимой точности измерения разных сечений и приводится сравнение с достигнутой точностью либо констатируется отсутствие некоторых данных. Удовлетворение заявленных в работе [11] потребностей, по-видимому, займет длительное время, и активность в этой области будет зависеть исключительно от развития общей активности в практическом освоении ториевого цикла. Сами потребности, несомненно, также будут уточняться.

Вместе с тем в настоящее время разработка ториевого цикла ведется на уровне концептуальных исследований и рассмотрения частных проблем. На этом этапе можно ограничиться имеющимися данными. Два примера: $k_{\text{эф}}$ систем с ^{233}U определяется с большей погрешностью по сравнению с плутониевыми (0,5%) — хуже, но можно принять; накопление ^{232}U в отработавшем топливе рассчитывается сейчас не лучше чем с 20%-ной погрешностью. Хотелось бы определять ее с меньшей неточностью ~ 10%. Для этого надо лучше знать сечение неупругого рассеяния на тории и сечение (n, γ)-реакции на ^{231}Pa .

Концептуальные разработки, ведущиеся в настоящее время, имеют поддержку от результатов интегральных экспериментов [12, 13]. Так, на стенде КОБРА исследовали размножающие свойства четырех сборок с центральными вставками, имеющими трехкомпонентный состав (торий, обогащенный уран и водород в виде полиэтилена). Коэффициент размножения k_g вставок близок к единице. Из соотношения нейтронного баланса определяли среднее сечение поглощения нейтронов торием. Основная трудность интерпретации — поправки на гетерогенные эффекты. На двух других сборках этого же стенда определяли критические параметры простых активных зон. Состав одной — торий и обогащенный уран, другой — с добавлением водорода (2 ядра на ядро ^{235}U). По предварительным данным вся эта группа критических экспериментов показала, что сечение поглощения тория известно с погрешностью около 3%. Продолжается уточнение поправок и итогового результата.

Во всех названных сборках в центре измеряли отношение средних сечений по отношению к сечению деления ^{235}U . Измерения подтверждают вывод о сечении поглощения тория. Оценка результатов продолжается.

В активной зоне БН-350 проведено длительное облучение разных образцов. Многие образцы еще не исследованы, однако некоторые результаты, относящиеся к ториевому циклу, уже получены. Можно отметить следующее:

по сечению поглощения тория подтверждается средняя погрешность около 3%;

суммарное сечение реакций ($n, 2n$) и (γ, n) на ^{232}Th с экспериментальной погрешностью ~ 5% подтверждает принимаемые данные;

для реакции (n, γ) на ^{231}Pa данные библиотеки ENDF/B V приводят к завышенному среднему сечению на $50 \pm 5\%$ по сравнению с экспериментом.

Работы в этом направлении будут продолжены и расширены в соответствии с их финансовым обеспечением.

Авторам представляется, что на основе выполненных работ как в России, так и за рубежом уже в настоящее время можно приступать к реакторным испытаниям ТВС с топливом на основе смеси оксидов тория и ^{235}U на одном из действующих ВВЭР с последующим исследованием отработавших сборок.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Мурогов В.М., Дубинин А.А., Зяблицев Д.Н. и др. Уран-ториевый топливный цикл — его преимущества и перспективы развития ядерной энергетики на его основе: Препринт ФЭИ-2448, 1996.
2. Матвеев Л.В., Цетнер Э.М. Уран-232 и его влияние на радиационную обстановку в ядерном топливном цикле. М.: Энергоатомиздат, 1983.
3. Popov V.V., Karpin A.D., Isupov I.A. et al. Results of Experimental Investigation for Substantiation of VVER Cermet Fuel Pin Performance. IAEA, TCM, Moscow, Oct. 1996.
4. Казанцев Г.Н., Овчинников И.Я., Упоров В.И. и др. Дисперсионные топливные композиции на основе диоксидов UO_2 , ThO_2 , PuO_2 и расширенного пирографита для перспективного топлива реакторов типа ВВЭР. Аналит. обзор ФЭИ-0207, 1996.
5. Долгов В.В., Пивоваров В.А., Шарапов В.Н. Комплексный подход к утилизации оружейных делящихся материалов: Препринт ФЭИ-2530, 1996.

6. Novikov A.N., Saprukin V.V., Suslov A.A. Use of MOX (R—Pu and W—Pu) fuel in VVER-1000 (neutron-physical aspects of possibilities). — In: Workshop on Managing the Plutonium Surplus; Application and Options. London, Royal Inst. of Intern. Affairs. 24—25 Jan. 1994.
7. Ponomarev-Stepnoj H., Radkowsky A., Galperin A., Todosov M. The concept of advanced non-proliferative fuel cycle light-water power reactor. — In: The 8th ICENES, June 24—26, Obninsk, Russia. Book of Abs., p. 9.
8. Leipunski A.I., Kazachkowski O.D., Troyanov M.F. e.a. Peaceful uses of atomic energy. — In: Proc. Third Intern. Conf. Vienna 1965, v. 6, p. 170.
9. Мурогов В.М., Троянов М.Ф., Шмелев А.Н. Использование тория в ядерных реакторах. М.: Энергоатомиздат, 1983.
10. Грязнов Г.М., Пупко В.Я. Топаз-1 — советская космическая ядерно-энергетическая установка. — Природа, 1991, № 10, с. 29.
11. Kuzminov B.D., Manokhin V.N. Analysis of nuclear data for the thorium fuel cycle. — In: Proc. Intern. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology. May 19—24, 1997, Trieste, Italy.
12. Golubev V.I., Zvonarev A.V., Liforov V.G. e.a. Experimental investigations of neutron characteristics of thorium cycle. — In: Proc. of PHYSOR-96, Tokai-mura, v. 2, p. F-276.
13. Звонарев А.В., Колыженков В.А., Матвеев О.В. и др. Измерение отношений средних сечений в реакторе БН-350. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1991, вып. 1, с. 79.

Поступила в Редакцию 13.03.98.

УДК 621.039.58

КРИТИЧЕСКИЕ ТЕПЛОВЫЕ ПОТОКИ ПРИ КИПЕНИИ В НЕОДНОРОДНОЙ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩЕЙ ПОРИСТОЙ СРЕДЕ

Лиханский В.В., Лобойко А.И., Хоружий О.В.

(ГНЦ РФ — Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований)

Анализ последствий аварии на АЭС «Три-Майл-Айленд» (США) показал важность тепло- и массопереноса в тепловыделяющей пористой среде для безопасности реакторов [1]. В настоящее время взаимодействие пористой тепловыделяющей засыпки с корпусом реактора рассматривается как один из возможных этапов тяжелой аварии легководного реактора с потерей охлаждающей способности активной зоны [2]. Основную опасность для корпуса реактора представляет тепловая атака расплавленного материала, появляющегося при осушении и перегреве отдельных участков пористого слоя. Для оценки этой опасности важно знание предельных тепловых нагрузок, которые еще не приводят к образованию в пористой среде осушенных зон.

В работе [3] исследованы физические процессы, определяющие картину двухфазной конвекции при кипении в пористой среде в условиях неоднородного тепловыделения. Было показано, что критический тепловой поток существенно зависит от возможности поперечного перераспределения жидкости и пара, вызванного неоднородностью насыщенности среды жидкостью. Во-первых, различие доли пара в соседних областях приводит к вариации давления и развитию естественной конвекции жидкости. При этом в областях с наибольшей долей пара возникает подъемное течение и наоборот. Замыкание линий тока предполагает организацию перетока жидкости из области с высокой ее долей в область с повышенной долей пара, что обеспечивает дополнительную подачу жидкости в область кипения, т.е. повышает предельно допустимый теплоотвод. Во-вторых, вариация доли жидкости приводит к появлению неоднородности капиллярного давления. Природу этого эффекта легко понять, если учесть, что в пористой среде распределение пара и жидкости на микроуровне регламентируется капиллярными силами — вода, смачивающая твердую матрицу, стремится занять наиболее мелкие капилляры, оставляя пару более крупные. Характерный размер капилляров, заполненных жидкостью, в результате будет зависеть от ее доли: чем больше доля жидкости, тем больше средний размер. Поэтому с изменением доли жидкости