

УДК 621.039.53

ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫЕ ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ ТЕХНОЛОГИИ

И.В. Шаманин, П.М. Гаврилов*

Томский политехнический университет
*ФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск
E-mail: shiva@tpu.ru

Изложено авторское видение перспектив развития и включения ядерных энергетических технологий на базе высокотемпературных газоохлаждаемых ядерных реакторов в действующую энергетическую схему, приведен краткий обзор результатов исследований, выполненных в Томском политехническом университете в данном направлении.

Ключевые слова:

Ядерный реактор, водородная энергетика, реакторный графит, ядерное топливо.

Key words:

Nuclear reactor, hydrogen power engineering, reactor grade graphite, nuclear fuel.

Состояние исследований и перспективы

По итогам заседания Комиссии при Президенте Российской Федерации по модернизации и технологическому развитию экономики России, которое состоялось 22 июля 2009 г., перед атомной отраслью в качестве приоритетных был поставлен ряд задач. В их число входит формирование в среднесрочной перспективе новой технологической базы атомной энергетики на основе замкнутого ядерного топливного цикла с реакторными установками на быстрых нейтронах.

При этом отмечается, что ожидаемый рост мощностей атомной энергетики может быть обеспечен на основе дальнейшего развития технологий тепловых реакторов и открытого (разомкнутого) ядерного топливного цикла (ОЯТЦ), а основные проблемы атомной энергетики связаны с накоплением отработанного ядерного топлива (ОЯТ) и риском распространения в мире чувствительных технологий ядерного топливного цикла и ядерных материалов.

В число подзадач по созданию технологической базы крупномасштабной атомной энергетики также входит освоение и внедрение в атомную энергетику реакторов для промышленного теплоснабжения, производства водорода, опреснения воды и других целей.

Отмеченное выше, на наш взгляд, позволяет предположить, что в среднесрочной перспективе при условии дальнейшего развития физики и техники ядерных реакторов на тепловых нейтронах, технологий ОЯТЦ, а также освоения и внедрения новых типов реакторов на тепловых нейтронах, можно ожидать формирования базы ядерно-водородной энергетики и развития многоцелевых ядерных энергетических технологий. В данном случае речь идет о высокотемпературных ядерных реакторах с газовым (гелиевым) теплоносителем, на основе которых возможно создание ядерных энерго-технологических комплексов [1]. Каждый из таких комплексов, в первую очередь, является поставщиком электрической энергии и высокопотенциального тепла ($>850\text{ }^{\circ}\text{C}$), часть которых может быть использована на «собственные нужды». В этом случае комплекс становится поставщиком не только электрической и тепловой энергии, но и продуктов протекания других технологических процессов, например, водорода — продукта паровой конверсии углеводородов.

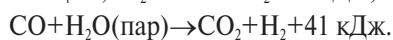
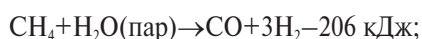
В 70-х, 80-х гг. прошедшего столетия исследовательские работы в данном направлении интенсивно проводились как в России, так и за рубежом. Необходимо отметить, что наибольших успехов на этом пути добились в Германии. В своё время в Германии существовала сильная программа развития

высокотемпературной атомной энергетики. В 1967 г. в Германии вошёл в строй демонстрационный реактор AVR в Юлихе. Опыт его работы позволил создать более мощную установку THTR-300. Высокотемпературная программа в Германии была свёрнута окончательно в конце 80-х, во многом, по политическим причинам. Компания Eskom (ЮАР) инициировала собственные исследования в области ВТГР в 1993 г. Спустя 6 лет, южноафриканские атомщики приобрели право использовать инженерные знания, накопленные по этому направлению в Германии. Многие компоненты южно-африканского проекта RBMR – в частности, из системы обращения с топливом и АСУ ТП – скопированы из проекта THTR, что позволило сэкономить немалое количество времени и ресурсов. Проект RBMR учитывает также достижения науки и технологии, сделанные после закрытия германской программы. До сих пор, AVR приводится многими как пример успешной эксплуатации высокотемпературной установки. Две известные компании – ABB и Siemens создали СП HTR для совместной разработки и продвижения нового реактора, в котором должны были использоваться основные идеи, заложенные в AVR.

Если не вдаваться в подробности, то ядерную энергетическую установку на базе высокотемпературного газоохлаждаемого реактора (ВТГР) на тепловых нейтронах, в первую очередь отличает КПД и маневренность. Например, установка с гелиевым теплоносителем и газовой турбиной даст возможность поднять КПД за счет эффективного производства электроэнергии в прямом газотурбинном цикле до 50 %, в то время как ныне действующие установки с паровыми турбинами обеспечивают КПД 32 %. Что касается возможностей использования ВТГР для производства промышленно значимых количеств водорода, то это не просто отличительная, а уникальная особенность установки на базе ВТГР.

Часть электроэнергии и высокопотенциального тепла, генерируемых установкой на базе ВТГР, может быть использована для организации производства водорода либо из воды в термохимических процессах, либо из углеводородов при их паровой конверсии. Паровая конверсия особенно привлекательна в случае, когда энерготехнологический комплекс на базе ВТГР будет размещен в Сибирском регионе, богатом углеводородным сырьем.

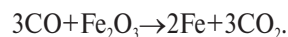
Например, при окислении метана на никелевом катализаторе возможны следующие основные реакции:



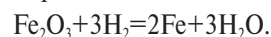
Высокотемпературную конверсию осуществляют в отсутствие катализаторов при температурах

1350...1450 °С и давлениях до 3...3,5 МПа; при этом происходит почти полное окисление метана и других углеводородов кислородом до CO и H₂. CO и H₂ относительно просто разделяются.

При наличии железорудного месторождения энерготехнологический комплекс на базе ВТГР позволяет организовать восстановление железа из руды:



Как показано выше, незавершенный оксид углерода CO образуется при паровой конверсии. Необходимо отметить, что водород способен восстанавливать многие металлы из их оксидов (такие, как железо (Fe), никель (Ni), свинец (Pb), вольфрам (W), медь (Cu) и др.). Так, при нагревании до температуры 400...450 °С и выше происходит восстановление железа (Fe) водородом из его любого оксида, например:



Таким образом, кроме получения промышленных количеств чистого водорода, который является экологически чистым топливом, комплекс на базе ВТГР может быть поставщиком газовой смеси (CO+H₂), которая также может быть использована в качестве топлива, либо направлена в металлургическое производство.

Перспективы строительства энерготехнологических комплексов на базе ВТГР достаточно четкие, но их реализация сопряжена с затратными исследовательскими и опытно-конструкторскими работами.

Как мы уже отмечали, в мире уже имеется серьезная база, позволяющая двигаться в указанном направлении, так сказать, не «с нулевой отметки». Но есть проблемы, которые предстоит разрешить. Основными из них являются «графитовая» и «топливная». И если в части строительства и опытной эксплуатации высокотемпературных ядерных реакторов Россия несколько отстала от Германии и Японии, то в части опыта решения задач, связанных с эксплуатацией графита в ядерных энергетических установках и с разработкой усовершенствованных типов ядерного топлива у России на сегодняшний день конкурентов нет. Имеющийся задел позволяет рассчитывать на то, что в ближайшие 7...10 лет наши проверенные на практике и в лабораторных условиях идеи и технические решения останутся непревзойденными.

Томский политехнический был интегрирован в ядерные науку и технику с тех пор, как они приобрели реальные промышленные очертания. В этой связи нам хотелось бы вкратце остановиться на некоторых результатах исследований, которые получены политехниками и, несомненно, будут востребованы при решении проблем при создании и эксплуатации высокотемпературных ядерных реакторов.

Графит для ВТГР

Для ВТГР уровень выходных температур теплоносителя в пределах 750...950 °С обуславливает использование графита в качестве конструкционного материала активной зоны, являющегося эффективным замедлителем нейтронов, и гелия в качестве инертного теплоносителя. Графит и гелий являются единственно возможными замедлителем и теплоносителем, в полной мере отвечающими требованиям создания ВТГР. Применение графита в качестве замедлителя и конструкционного материала обуславливает большую теплоемкость активной зоны ядерного реактора и практическую нерасплаваемость, так как температура сублимации графита составляет около 3700 °С. Исследования в области обоснования работоспособности ядерно-чистого графита показали, что срок его службы определяется значением критического флюенса нейтронов с кинетической энергией выше 180 кэВ (повреждающих нейтронов).

В свою очередь, значение критического флюенса определяется температурой, при которой графит эксплуатируется, и плотностью потока гамма-излучения, сопутствующего потоку нейтронов в реакторе. Были разработаны аналитические модели, позволяющие определить влияние условий эксплуатации графита, включая значения локальных температур, интенсивностей и спектров потоков нейтронов и гамма-излучения, на срок его службы [2]. Если раньше, например, в работах Ю.С. Виргильева и В.И. Карпухина [3, 4], как определяющее во внимание принималось влияние температуры облучения графита и значение плотности потока сопутствующего гамма-излучения на значение критического флюенса, то в настоящее время признано, что спектр нейтронов и гамма-излучения также значительно влияют на срок службы реакторного графита. Поскольку спектры зависят от состава топливных загрузок, то, как было установлено, срок службы зависит и от того, в каком топливном цикле эксплуатируется графит — в уран-плутониевом или в торий-урановом.

При проведении оценок ресурса реакторного графита ячеек системы управления и защиты с учетом деградации его теплофизических свойств в условиях облучения были получены результаты, свидетельствующие о выше сказанном.

В имеющихся на сегодняшний день оценках ресурса реакторного графита распределение энерговыделения по радиусу и высоте активной зоны является средней интегральной характеристикой. Значение ресурса графита при таком подходе для канальных графитовых реакторов с водяным охлаждением определено в 35 лет. При этом факты носят противоречивый характер. Например, графитовая кладка промышленных уран-графитовых реакторов, имеющих большой «возраст», оказывается менее поврежденной, чем в реакторах, пущенных в эксплуатацию позже. При ресурсе 35 лет реакторы продолжали успешно функционировать в течение 50 лет, а при тщательном исследовании графитовой

кладки оказывается, что она может эксплуатироваться еще около 10 лет. Отличия расчетных значений эквивалентной температуры облучения и критического флюенса от усредненных в различных точках активной зоны могут достигать 18...25 %.

Оценки ресурса, как правило, проводятся с использованием экспериментальных зависимостей критического флюенса от температуры облучения, полученных в исследовательских реакторах. При этом под температурой облучения не всегда подразумевается эквивалентная температура, обусловленная энерговыделением в объеме графита за счет взаимодействия нейтронов и гамма-квантов с его атомами и ядрами. Спектры нейтронов и сопутствующего гамма-излучения в исследовательских реакторах имеют серьезные отличия от спектров в промышленных установках. Результаты исследований показали, что погрешность определения значения критического флюенса, вызванная данными обстоятельствами и использованием среднего значения энергонапряженности графитовой кладки, за год эксплуатации может достигать 14 %. Использование усредненных во времени и по активной зоне микро- и макроскопических параметров эксплуатации графита во многих случаях приводит к занижению его реального ресурса.

Выбор оптимальных и совершенствование проектных технических решений, что не требует больших капитальных затрат, позволяет значительно повысить работоспособность графитовых конструкций. Российский опыт эксплуатации реакторного графита, в частности опыт Сибирского химического комбината и Горно-химического комбината, позволит избежать неоправданных затрат при проектировании серийных ВТГР.

Ядерное топливо для ВТГР

Независимо от того, какие — шаровые или стержневые — тепловыделяющие элементы будут эксплуатироваться в ВТГР, ядерное топливо является дисперсионным. В таком топливе топливные включения (микросферы) диспергированы в графитовую матрицу. Микросфера диаметром до 800 мкм представляет собой сферический ядерный керн (керамическое соединение делящегося материала) диаметром 350...400 мкм, покрытый последовательными слоями пиролитического углерода и карбида кремния. Толщина каждого слоя варьируется и достигает 70 мкм. Сам ядерный керн уже представляет собой первый барьер безопасности, поскольку топливный материал, по возможности, максимально удерживает в своем объеме продукты деления ядер, включая газообразные. По мере выгорания делящегося материала в керне происходит накопление газообразных продуктов деления, которые при высоких температурах диффундируют, но остаются в пределах многослойного функционального покрытия.

Покрытие является вторым барьером безопасности. Основными эффектами, вызванными облучением в мощном потоке нейтронов, являются радиационный рост и распухание. Топливо расте-

скивается и может фрагментироваться. Второй барьер способствует также сохранению целостности. Технология формирования последовательных слоев материалов из «псевдооживленного слоя» разрабатывалась в течение 20 лет и затем была успешно опробована в Германии. Затраты на разработку составили несколько млрд DM. Основным недостатком технологии является ограниченный набор материалов, которые могут быть нанесены на ядерную керамику, и очень жесткие требования к постоянству термодинамических параметров среды, образованной осаждаемым на ядерный керн веществом. Кроме того, нанесение металлических слоев из «псевдооживленного слоя» на сегодняшний день не представляется возможным.

В этой связи была поставлена задача — рассмотреть возможность использования пучковых технологий для формирования функционального слоя на поверхности ядерно-топливного элемента. Эксперименты [5] показали, что схема формирования функционального покрытия на ядерном топливном элементе путем осаждения необходимого материала мишени (в том числе металла или сплава), облучаемой мощным импульсным пучком заряженных частиц, является работоспособной и обеспечивает серьезные преимущества. Для организации технологического процесса по такой схеме вполне подходят сильноточные импульсные ускорители прямого действия [6]. Особенностью материала, образующего функциональное покрытие в данном случае, является его структура — она аморфная. Этот факт был обнаружен в дифракционных исследованиях. В такой структуре отсутствует «дальний порядок», который формируется в процессе нормальной кристаллизации из жидкого состояния и в технологии формирования функционального покрытия из «псевдооживленного слоя».

Неоспоримым преимуществом неупорядоченной аморфной структуры является чрезвычайно низкая проницаемость для газообразных продуктов деления. Коэффициенты диффузии газов в металлах уменьшаются более чем на порядок в случае, если они находятся в аморфном состоянии. В экспериментах также была показана еще одна возможность создания защитного слоя на поверхности ядерного топливного элемента стандартной конфигурации — непосредственным воздействием импульсного пучка заряженных частиц. При этом на облучаемой поверхности ядерной керамики наблюдается «залечивание» микротрещин и уменьшение размера зерен от десятков микрон до долей микрона, что повышает стойкость к усталостному разрушению.

Второй составляющей «топливной» проблемы ВТГР является выбор состава топлива, а если быть более точным, выбор топливного цикла, в котором будет работать ВТГР. Реакторы ВТГР могут работать как в замкнутом ядерном топливном цикле, так и в ОЯТЦ с использованием урана, плутония и тория. Концепция ОЯТЦ на базе тория с вовлечением урана и плутония оружейной кондиции наиболее опробована именно на таких реакторах. Преимущество

ОЯТЦ на базе тория еще более возрастает, если при разработке реакторных установок ядерных энерготехнологических комплексов на базе ВТГР будут приняты во внимание нейтронно-физические преимущества тория как сырьевого нуклида по сравнению с ураном. В одной из работ, посвященных изучению физических процессов в торийсодержащих ядерных топливных композициях [7], обнаружено аномальное поведение зависимости резонансного поглощения нейтронов от отношения объемов замедлителя и топлива в размножающих системах, содержащих торий. Физическая причина этого состоит в том, что для ядер ^{232}Th в энергетических интервалах 4,65...10 и 10...21,5 эВ в зависимости сечения поглощения нейтронов от их кинетической энергии отсутствуют резонансы.

Для ^{238}U в этих интервалах находятся два мощных резонансных уровня с амплитудными сечениями сечений захвата нейтронов 11000 и 8000 б. Аномалия вызвана заменой сырьевого нуклида ^{238}U на сырьевой нуклид ^{232}Th и указывает на целесообразность пересмотра традиционных конструктивных решений, которые приняты для «размножающих решеток». Результаты работ также доказывают целесообразность замены делящегося тепловыми нейтронами ^{235}U на плутоний оружейной кондиции в случае, если сырьевым материалом будет торий. Ранее этот эффект был обнаружен в совместных численных экспериментах, выполненных для урановодных решеток [8]. Небольшие количества делящихся тепловыми нейтронами ^{235}U или ^{239}Pu будут выполнять функцию «запала», при выгорании которого из ^{232}Th будет нарабатываться делящийся ^{233}U . Схема такого плутоний-торий-уранового ЯТЦ подробно рассмотрена в работе [9]. Таким образом, можно предположить, что техническая реализация концепции плутоний-ториевого ядерного топливного цикла на базе ВТГР не будет сопряжена со значительными трудностями, а замена в ядерном топливе сырьевого ^{238}U на сырьевой нуклид ^{232}Th не только расширит сырьевую базу ядерной энергетики, но и сделает менее напряженной проблему обращения с облученным ядерным топливом.

Если себестоимость ядерного топлива можно считать величиной, определяемой только уровнем технологии его изготовления, то его стоимость определяется рядом не зависящих от совершенства технологии факторов. Например, уран-содержащая руда, добываемая в золотоносных шахтах, может быть предложена на мировом рынке по самой низкой цене. Этот факт будет обусловлен не совершенством технологии добычи руды, а тем, что она добывается попутно с золотоносной рудой на тех же выработках. В этой связи в ряду торий-содержащих полезных ископаемых выделяется монацит. Мощность и количество залежей монацитовых песков позволяет рассматривать их, как один из потенциальных источников сырья для крупномасштабной ториевой ядерной энергетики. В монаците $(\text{Ce}, \text{La}, \text{Y}, \text{Th})\text{PO}_4$ содержится около 12 % диоксида тория ThO_2 .

При действии на монацит концентрированных растворов кислот, например азотной или соляной, образуется смесь солей церия, лантана, иттрия и тория. Современные технологические приемы позволяют выделить из этой смеси ториевый концентрат в виде того или иного химического соединения. Оставшаяся пульпа представляет собой очень ценное сырье для получения либо в виде соединений, либо в чистом виде редкоземельных металлов. Таким образом, возможна реализация технологического варианта, в котором ториевый концентрат является попутным материалом при получении концентратов церия, лантана и иттрия. Востребованность и цена на эти элементы очень высоки. Таким образом, достаточно обусловленной становится необходимость поиска и разработки новых технологических приемов обогащения водных растворов смеси солей редкоземельных металлов по одному из них. Этот процесс можно назвать элементарным обогащением водного раствора смеси солей.

Были проведены эксперименты, указывающие на возможность использования явления индуцированного селективного дрейфа катионных аквакомплексов в водных растворах солей под действием асимметричных электрических полей [10] для элементарного обогащения водного раствора смеси солей иттрия и церия. Были установлены условия проявления эффекта в водном растворе солей церия и иттрия, а также показана возможность его использования в технологии элементарного обогащения водных растворов солей при комплексной переработке ядерных сырьевых материалов. По существу, была показана возможность реализации технологического варианта, в котором ториевый концентрат является попутным материалом при получении концентратов церия, лантана и иттрия. Модифицированная схема экстракционной очистки

раствора нитрата тория позволяет извлекать из водного рафината целевой РЗЭ. В хорошо проверенную на практике технологическую схему добавляется новое звено, позволяющее извлекать промышленно значимые количества целевого РЗЭ (например, иттрия или церия) [11]. В случае комплексных соляно-кислотных технологий редкометалльного сырья принципиальная схема извлечения РЗЭ из водного рафината, содержащего соляную кислоту и хлориды РЗЭ, не изменится.

Таким образом, предлагаемая технология является универсальной по отношению к схеме экстракционной очистки тория и к технологии редкометалльного сырья, а ее реализация позволит значительно снизить топливную составляющую затрат при эксплуатации ядерных энерготехнологических комплексов на базе ВТГР.

Выводы

Потенциал Российских атомных науки и техники позволяет в достаточно сжатые сроки приступить к масштабным опытно-конструкторским работам в направлении строительства и ввода в эксплуатацию энергетических установок на базе высокотемпературных газоохлаждаемых ядерных реакторов. Результаты исследований различного характера, проведенных и проводимых в России, а также имеющийся опыт, по-прежнему остаются уникальными и представляют интерес для всего мирового сообщества. Высокотемпературная ядерная энергетика и возможности ее технологических приложений (переработка природных углеводородов, получение промышленно значимых количеств водорода и создание базы водородной энергетики, металлургия) имеют особую значимость для Сибирского региона, богатого углеводородным сырьем.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Столяревский А.Я. Аккумуляция вторичной энергии // Атомно-водородная энергетика и технология. – 1982. – Вып. 4. – С. 60–125.
2. Нестеров В.Н., Шаманин И.В., Емец Е.Г. и др. Аналитическая схема дефектообразования в кристаллической решетке графита при реакторном облучении // Известия вузов. Серия: Ядерная энергетика. – 2008. – № 1. – С. 120–128.
3. Виргильев Ю.С., Гундоров В.В., Калягина И.П. и др. Изменение свойств графита из кладки реактора Обнинской АЭС // Атомная энергия. – 1997. – Т. 83. – Вып. 3. – С. 175–183.
4. Карпунин В.И., Николаенко В.А., Кузнецов В.Н. Критический флюенс нейтронов, как фактор, определяющий ресурс графита кладки РБМК // Атомная энергия. – 1997. – Т. 83. – Вып. 5. – С. 325–329.
5. Бойко В.И., Кадлубович Б.Е., Шаманин И.В. Сильноточная технология нанесения функциональных покрытий из цветных металлов на материалы ядерной техники // Цветные металлы. – 2007. – № 1. – С. 76–79.
6. Шаманин И.В., Кадлубович Б.Е., Колбаенков А.А. Сильноточный микросекундный ускоритель электронов ОМЕГА-350 // Известия Томского политехнического университета. – 2002. – Т. 305. – № 3. – С. 305–309.
7. Шаманин И.В. ВТГР с торийсодержащим ядерным топливом: нейтронно-физические преимущества // Альтернативная энергетика и экология. – 2008. – № 11. – С. 48–52.
8. Shamanin I.V., Ukhov A.A., Rutten H.-J., Haas K.A., Scherer W. The Use of (Th,U,Pu)O₂ Fuel in a Water Water Energy Reactor (WWER-1000): Physics and Fuel Cycle Simulation by means of the V.S. O.P. (97) Computer Code. – Jülich: Forschungszentrum, FZJ-ISR-IB-1/99, 1999. – 40 p.
9. Шаманин И.В., Ухов А.А., Рюттен Г.-И., Хаас К., Шерер В. Результаты моделирования параметров топливного цикла для водно-водяного энергетического реактора // Известия вузов. Серия: Ядерная энергетика. – 2000. – № 4. – С. 53–64.
10. Kazaryan M., Shamanin I. Physics of the phenomenon of electrically induced elements separation in solutions of salts in liquid polar dielectrics // Armenian Journal of Physics. – 2009. – V. 3. – № 3. – P. 224–236.
11. Казарян М.А., Шаманин И.В., Ломов И.В., Долгополов С.Ю., Дьяченко А.Н., Лобанов А.Н., Муравьев Э.Н. Электро- и магнитоиндуцированный перенос сольватированных ионов в изолированном растворе соли в полярном диэлектрике // Теоретические основы химической технологии. – 2010. – Т. 44. – № 1. – С. 60–68.

Поступила 31.03.2010 г.