

СТАТЬИ

УДК 621.039.5+621.039.7

ФУНДАМЕНТАЛЬНЫЕ ОСНОВЫ ФОРМИРОВАНИЯ ЭФФЕКТИВНОЙ СТРУКТУРЫ ЗАМКНУТОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

*Цибульский В.Ф., Андрианова Е.А., Давиденко В.Д., Родионова Е.В., Цибульский С.В.
(НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва)*

В последние годы прогнозы развития мировой ядерной энергетики приобрели негативную тенденцию. В заметной степени это связывают с аварией на японской АЭС «Фукусима» и последовавшим за ней очередным пересмотром представлений о значимости ядерной энергетики для мирового развития. Она подтвердила возникновение масштабных последствий тяжелых аварий на АЭС, больших экономических и социальных издержек. Тяжесть потерь в этом случае обусловлена потерей контроля над охлаждением уже остановленных реакторов и хранилищ отработавшего топлива, а не проблемами работающей АЭС. Вызванное радиоактивным распадом нестабильных изотопов остаточное энерговыделение облученного топлива как непосредственно в активной зоне реактора, так и в пристанционных хранилищах привело к недопустимо большому разогреву топлива с последующей разгерметизацией твэлов и потере контроля над распространением радионуклидов. Этот пример показывает, что все предприятия топливного цикла атомной промышленности одинаково опасны. Несмотря на то что реакторы АЭС «Фукусима» относят к проектам первых поколений, построенных по нормам 30-летней давности, авария показала недостаточную надежность, в том числе и современных систем противоборства таким событиям и породила сомнения в гарантии надежности современных проектов АЭС.

Другие причины снижения интереса к ядерной энергетике связывают с раскрытием дополнительного потенциала традиционной энергетики, основанной на ископаемых ресурсах. Значимый масштаб приобрели новые технологии добычи сланцевой нефти и природного газа. И хотя эффективность их использования подвергается критике из-за невозможности экономи-

ческой конкуренции с традиционными источниками и непредсказуемости экологических последствий, масштаб роста удовлетворяет нарастающие энергетические потребности. Да и истощение традиционных ресурсов пока откладывается. Кроме того, не следует забывать и об огромных энергетических ресурсах газогидратов. Для их освоения пока нет надежных и дешевых технологий, но со временем, очевидно, и эти трудности будут преодолены. Как долго продлится сложившаяся в настоящее время конъюнктура, сказать сложно. Конечно, в стратегической перспективе добыча ископаемых источников первичной энергии достигнет своего максимума, после чего начнется спад, но когда это произойдет, неизвестно.

Есть и еще причины. Кризисные процессы последнего десятилетия ослабили остроту энергетической проблемы в мире. В современной экономике большую привлекательность приобрели краткосрочные и спекулятивные инвестиции с надеждой получения прибыли в кратчайшие сроки. Неопределенность долгосрочных вложений, непонятная экономическая перспектива новых долгосрочных проектов оказались препятствием росту интереса к этим сферам активности. Глобализация лишь на начальном своем этапе преподнесла большие выгоды развитым странам за счет вовлечения в производство большой массы дешевой рабочей силы и ресурсов. Однако по мере экономического роста развивающихся стран она нацелилась на преодоление различий между развитым и развивающимся миром за счет расширения и повсеместного распространения уже освоенных технологий экстенсивного роста. Экономика в современной конфигурации концентрирует инвестиционные усилия на повсеместное распро-

странение уже достигнутых предыдущими поколениями людей технологических результатов, максимизируя за этот счет прибыль, не заботясь о последствиях такого роста.

В современных условиях проекты с длительным сроком строительства АЭС, неотработанными в масштабной практике процедурами обращения с отработавшим топливом, проблемными вопросами повторного использования вновь наработанных делящихся изотопов оказались не столь востребованы, как об этом думали раньше. Новые АЭС в ближайшей перспективе будут строить в развивающихся странах. Такое приобщение страны к ядерному клубу вызвано не столько потребностью решения энергетических проблем, сколько мотивациями ее социального развития и геополитического позиционирования как минимум на региональном уровне. Эти новые АЭС будут преимущественно использовать проекты ядерных реакторов, надежность которых максимально обоснована практикой. Таким образом, в обозримой перспективе в мире будут строиться преимущественно реакторы с водой под давлением с достижением установленной электрической мощности к середине XXI в. ~1000 ГВт. И это является определяющим, в том числе с точки зрения структуры топливного цикла. Для такого уровня мощности оценки ресурсов природного урана представляются комфортными, обещающими небольшой рост топливной составляющей даже с учетом потребности в разработке новых месторождений природного урана. Складывается ситуация, при которой ядерная энергетика должна будет показать свои привлекательные стороны в полном объеме, упразднив технологические неопределенности в обращении с отработавшим топливом и отходами, продемонстрировав работу этих технологий в промышленных масштабах.

Определенным подспорьем в повышении привлекательности ядерной энергетики могут служить некоторые негативные факторы. Вряд ли изменится экологический негатив развития традиционной энергетике. Очевидные изменения климата вне зависимости от порождающих их причин будут приписывать антропогенному воздействию на климат. Энергопроизводство, минимально загрязняющее окружающую среду, естественно, будет рассматриваться как приоритетное. Социальные проблемы и проблемы геополитического характера в поддержании поряд-

ка на мировом рынке энергоисточников просматриваются уже сейчас, когда противоречия между экспортерами и импортерами энергоисточников приводят к конфликтам, неоправданно большой волатильности цен. По прошествии некоторого времени более реалистичными станут воззрения на возобновляемые источники энергии, развитие которых искусственно стимулируется.

Анализ ресурсообеспеченности ядерной энергетики показывает, что наибольшая озабоченность в настоящее время концентрируется не на ее долгосрочном топливообеспечении, для чего необходимы замыкание топливного цикла и вовлечение сырьевых изотопов ^{238}U и ^{232}Th . Приоритетная задача замыкания топливного цикла — окончательное решение проблемы отработавшего топлива и радиоактивных отходов, приемлемое по экономике, не вызывающее чрезмерного риска радиоактивного загрязнения окружающей среды при большом масштабе соответствующих производств. В настоящее время в мире уже накоплено почти 300 тыс. т отработавшего топлива, к которому ежегодно добавляется около 10 тыс. т. Небольшая его переработка не в состоянии снизить темпы накопления. Мировые мощности по переработке составляют около 5000 т в год, активно работает их меньшая часть, в мире в год перерабатывается около 2000 т. Принципиальных проблем наращивания мощностей по переработке нет, однако их экономическая целесообразность вызывает сомнения. По современным оценкам ежегодное хранение 1 кг отработавшего топлива обходится около 4 дол., на переработку будет затрачено еще 500 дол. Стоимость переработки сильно варьируется. Здесь мы ориентируемся на наиболее оптимистичные оценки. Будем считать, что 500 дол. — это стоимость переработки с учетом захоронения отходов. Из 1 кг отработавшего топлива преимущественно легководных реакторов будет выделено немногим более 10 г плутония. Его последующее хранение составит еще 10—20 дол. в год. Таким образом, даже без учета затрат на переработку только хранение выделенного плутония приведет к увеличению затрат в 3—5 раз.

Согласно опубликованным данным уже сейчас проблема хранения выделенного плутония приобрела такой уровень, что в некоторых странах рассматриваются проекты создания

специальных реакторов для его утилизации [1]. Отметим, что это относится к энергетическому плутонию. Реальной альтернативой быстрым реакторам для сжигания плутония, очевидно, можно было бы рассматривать тепловые реакторы, сжигание в них накопленного плутония позволило бы не только решить проблему хранения плутония, но и на 10—15% сократить потребности в природном уране. Но сжигание плутония в виде смешанного топлива в тепловых реакторах приводит к накоплению в нем нового плутония с большим содержанием четных изотопов, и его последующее использование после выделения из отработавшего топлива затруднительно, т.е. по существу сжигание плутония в тепловых реакторах — это лишь частичное решение проблемы.

Перспективным является использование гетерогенных композиций активной зоны реактора. В этом случае плутоний и сырьевые изотопы размещаются в разных твэлах. В твэлах с плутонием можно обеспечить почти полное его сжигание и после облучения в реакторе захоранивать без переработки. Твэлы с сырьевыми изотопами будут переработаны обычным образом, они по изотопному составу мало отличаются от используемых в настоящее время твэлов с обогащенным ураном. Эта новая концепция гетерогенной активной зоны теплового реактора может оказаться перспективной для замкнутого топливного цикла.

Фактическое развитие обращения с отработавшим топливом и радиоактивными отходами может быть многовариантным. С практической точки зрения важно, что активные разработки в этом направлении будут предприняты при любом варианте развития событий. Обнаруживается экономическая мотивация использовать выделенный из отработавшего топлива плутоний как можно быстрее. Конкретная форма такого использования, скорее всего, будет определяться наличием готовых или близких к таковым технических решений даже в том случае, если полного удовлетворения от выбранного решения проблемы утилизации плутония не будет достигнуто.

Переработку облученного топлива нельзя рассматривать как чисто экономическую задачу, учитывая крайне обостренное отношение людей к радиационной опасности в любых формах ее проявления. При переработке разрушаются гер-

метичные оболочки твэлов и высвобождаются радионуклиды, находящиеся в облученном топливе. Конечно, все это происходит в контролируемых помещениях, специально приспособленных для работы с радиоактивными материалами. Тем не менее есть риск потери какой-то части радиоактивных материалов. Известно, что любой технологический процесс сопровождается безвозвратными потерями, т.е. такими, контроль над которыми по разным причинам будет утерян. В настоящее время прогнозируется, что перспективные технологии переработки позволят снизить безвозвратные потери до 0,1%. Добиться такого уровня потерь крайне сложно. Тем не менее в современных представлениях о замкнутом топливном цикле разработчики ориентируются именно на такой уровень безвозвратных потерь. Большей частью безвозвратные потери сконцентрируются в форме нерастворимых осадков в технологических контурах или застойных областях систем транспортировки растворов и смесей. Какая-то часть радионуклидов вступит в химические реакции с материалами оборудования. Наряду с этим нельзя исключать и неконтролируемые, и аварийные сбросы радиоактивной субстанции в окружающую среду. Пока эти рискованные технологические процессы находятся под особым контролем, в небольшом масштабе, на удаленных от проживания большого количества людей территориях, их можно рассматривать как условно безопасные и приемлемые. Но по мере распространения, а это неизбежно при переработке больших объемов отходов, будет изменяться и их инфраструктурное сопровождение. Новые изменения могут наложить ограничения на развитие производств топливного цикла, ужесточить допустимые условия переработки отходов для еще большей минимизации потерь и исключения радиоактивного загрязнения окружающей среды.

При замыкании топливного цикла радиационная безопасность, очевидно, будет пропорциональна количеству радионуклидов, высвобождаемых при переработке. Образовавшееся в облученном топливе количество радионуклидов будет зависеть от количества произведенной энергии. По этой причине переработка общего количества отработавшего топлива вне зависимости от его происхождения будет приводить к высвобождению одинакового количества радио-

нуклидов. Но если до переработки обеспечить длительную выдержку отработавшего топлива, то и количество высвобождаемых радионуклидов уменьшится. Следует иметь в виду, что до переработки отработавшее топливо находится во все еще герметичных твэлах, которые большей частью сохраняют целостность после облучения в реакторе и удерживают продукты деления. Отработавшее топливо легководных реакторов выгоранием около 40 ГВт·сут/т следует выдерживать 5—7 лет. За это время его активность уменьшается примерно в 10 раз по сравнению с таким же количеством топлива через 1 год после облучения (рис. 1).

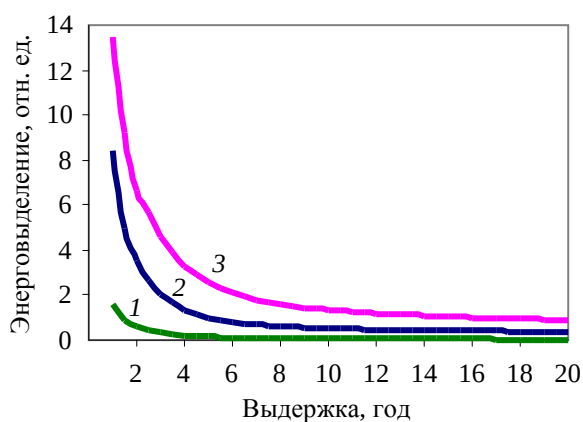
Остаточное энерговыделение отработавшего топлива с хорошей точностью коррелирует с его радиоактивностью. Из рис. 1 следует, что длительность выдержки необходимо сделать как можно большей, выгорание отработавшего топлива, предполагаемого к переработке, — наиболее низким. На первый взгляд, эти требования вступают в прямое противоречие с экономикой топливного цикла. Однако если принять во внимание возможность реализации концепции гетерогенного размещения делящихся и сырьевых изотопов в твэлах реактора, то положение существенно облегчается. В случае гетерогенного размещения делящихся изотопов в начальной загрузке наибольшая концентрация продуктов деления после облучения будет сосредоточена в твэлах, первоначально содержащих делящиеся изотопы, и небольшая часть в твэлах с только сырьевыми изотопами. Для обеспечения приемлемой экономики такой цикл следует организовать таким образом, чтобы делящиеся изотопы

выгорали почти полностью, более 90%. Это достижимо. Например, в современных ВВЭР ^{235}U выгорает за кампанию более чем на 80%. В проекте реактора ГТ-МГР, ориентированного на утилизацию оружейного плутония, ожидалось выгорание топлива по делящимся изотопам более 90% [2]. Расчетные оценки указывают на возможность достижения поставленной цели и в ВВЭР при утилизации энергетического плутония [3].

Концепцию отдельного размещения делящихся и сырьевых изотопов для реакторов на обогащенном уране трудно реализовать и вряд ли целесообразно. Для твэлов с делящимся материалом потребуется использовать уран с очень высоким обогащением. В замкнутом топливном цикле этой проблемы нет, делящийся материал после переработки отработавшего топлива будет разделен с сырьевым. Таким образом, гетерогенное размещение в реакторе делящихся и сырьевых изотопов позволяет отказаться от переработки твэлов с делящимися изотопами и отправлять их сразу на окончательное захоронение. Твэлы с сырьевыми изотопами будут перерабатывать после выдержки, выделять делящиеся изотопы, высокоактивные отходы захоранивать. Выгорание в твэлах с сырьевыми изотопами будет небольшим, менее 10 ГВт·сут/т, что свидетельствует об уменьшении их радиоактивности.

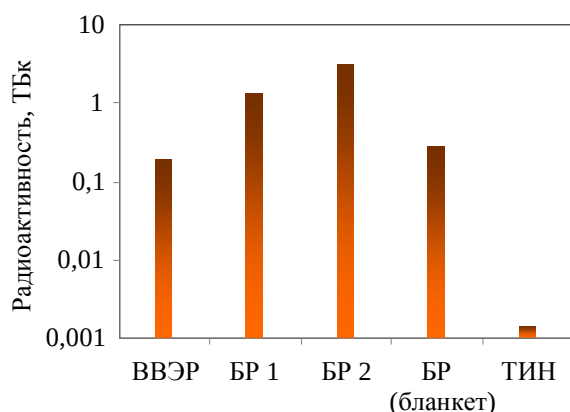
Гетерогенная концепция предполагает, что перерабатываться будет только отработавшее топливо твэлов с сырьевыми изотопами, облученное топливо твэлов с делящимися изотопами будет сразу захораниваться без переработки. Получается, что количество радионуклидов, высвобождаемых на предприятиях по переработке, будет примерно в 10 раз меньше по сравнению с переработкой всего отработавшего топлива. Это означает, что риск, связанный с неконтролируемым выходом радионуклидов в окружающую среду, будет примерно в 10 раз меньше в сравнении с вариантом, когда переработке будет подвергаться все отработавшее топливо. Если такая концепция будет реализована, то, очевидно, и экономика топливного цикла будет выглядеть иначе по сравнению с современными оценками.

При рассмотрении перспективных проектов тепловых и быстрых реакторов для работы в замкнутом топливном цикле их удобно сопоставлять по потенциальной опасности перера-



Р и с. 1. Зависимость остаточного энерговыделения отработавшего топлива ВВЭР-440 выгоранием 10 (1), 40 (2), 100 ГВт·сут/т (3) от длительности выдержки после облучения

ботки отработавшего топлива, сравнивая количество радионуклидов, которое будет высвобождено в расчете на 1 г нового делящегося изотопа. Делящиеся изотопы в топливе реактора приведут к получению примерно одного и того же количества энергии, поэтому такой критерий уместен. Он позволяет, основываясь на расчетах физически понятного индикатора, оценить, насколько изменится риск развития конкретной реакторной технологии для замкнутого топливного цикла. На рис. 2 показаны результаты расчета этого критерия для ВВЭР, некоторых разрабатываемых типов быстрых реакторов и наработчика топлива на основе гибридного термоядерного реактора [4, 5]. Наибольшее количество радионуклидов будет высвобождено при переработке отработавшего топлива активной зоны быстрого реактора выгоранием около 10% и короткой (1 год) выдержкой. Для современных проектов быстрых реакторов небольшое время задержки топлива во внешнем топливном цикле является принципиально важным. Уже при выдержке отработавшего топлива более 5 лет преимущества быстрых реакторов почти нивелируются с точки зрения эффективности топливоиспользования по сравнению с тепловыми реакторами. Определенный потенциал содержит в себе альтернативная концепция быстрых реакторов, основанная на принципе гетерогенной загрузки, — как и в тепловых реакторах. Твэлы, содержащие делящиеся материалы и сырьевые изотопы, разделены. Ранее рассматривались разные предложения. В работе [6] был



Р и с. 2. Радиоактивность при химической переработке отработавшего топлива ВВЭР выгоранием 4% при выдержке 5 лет, быстрого реактора выгоранием в активной зоне 10% при выдержке 3 и 1 год (БР 1 и БР 2 соответственно) и выгоранием 2% в бланкете при выдержке 2 года (БР), термоядерного источника энергии (ТИН) выгоранием 0,1% для получения 1 г делящегося изотопа

предложен быстрый реактор с плутонием только в активной зоне, новое топливо нарабатывается исключительно в бланкете. Позже рассматривались проекты, в которых предлагалось размещать в активной зоне часть твэлов только с сырьевыми изотопами и твэлы с повышенным до 25% содержанием плутония. Эти проекты содержат потенциал создания наиболее радиационно чистого замкнутого топливного цикла. Современные проекты быстрых реакторов типа БН-1200 и БРЕСТ, в которых предполагается использование гомогенной активной зоны с коэффициентом воспроизводства топлива в ней на уровне 1, этой цели не удовлетворяют.

Обеспечение топливом крупномасштабной ядерной энергетики — задача будущего. Но очевидно, что топливообеспечение ядерной энергетики не связано только с одним способом ее решения — развитием быстрых реакторов. Отчасти этот вопрос уже обсуждался в работе [7], здесь представлены его развитие и более полное обоснование. Есть альтернативные предложения, способные не только решить такую задачу, но и создать благоприятные условия для максимально радиационно чистой технологии наработки нового топлива в больших масштабах. На рис. 2 показан один из таких вариантов — для производства нового топлива предлагается использовать гибридный термоядерный источник нейтронов. В активной зоне термоядерного реактора генерируются нейтроны, в бланкете размещен солевой расплав с сырьевым изотопом ^{232}Th , из которого нарабатывается ^{233}U . Солевая композиция постоянно очищается от накопленного ^{233}U и продуктов деления, небольшое количество которых образуется в результате деления ^{232}Th и ^{233}U бланкета. Расчеты показывают, что в данном случае при производстве 1 г ^{233}U радиоактивность в сравнении с производством нового топлива в активной зоне быстрого реактора будет примерно в 100 раз меньше. Нарботка нового делящегося изотопа в расчете на 1 ГВт мощности установки будет составлять около 3000 кг, в то время как в быстром реакторе, ориентированном на высокую наработку топлива с коэффициентом воспроизводства $\sim 1,5$ всего 350 кг.

В разрабатываемых проектах избыточное воспроизводство топлива оценивается на уровне 50 кг в год, т.е. считается, что быстрые реакторы будут снабжать вновь наработанным топливом

только себя, строящиеся в настоящее время тепловые реакторы будут заменены быстрыми. Такая замена если и случится, то в отдаленном будущем. Поэтому, анализируя актуальные задачи сегодняшнего дня, эти новации в области быстрых реакторов следует рассматривать не как энергетическую альтернативу современным тепловым реакторам, а как один из экспериментов по освоению новых технологий, ориентированных на внедрение в очень отдаленном будущем.

Другой вопрос связан с выбором предпочтительного варианта замкнутого топливного цикла — уран-плутониевого или ториевого. Переход к ториевому топливному циклу целесообразен по следующим причинам. В случае освоения уран-ториевого топливного цикла большая часть энергии в ядерно-энергетической системе будет производиться в тепловых реакторах, а не быстрых, как предполагается сейчас, когда развитие системы ориентируется на уран-плутониевый топливный цикл. Известно, что в тепловом спектре ^{233}U имеет существенное преимущество в сравнении с ^{235}U и ^{239}Pu — на один акт деления в нем образуется примерно на 0,2 нейтрона больше. Это позволяет даже в тепловых реакторах организовать топливный цикл с коэффициентом воспроизводства нового топлива, близким к единице, и за счет этого сократить потребности в подпитке делящимися изотопами из внешних источников. Недостающее количество делящегося изотопа может быть получено из термоядерного источника нейтронов. При конверсии 1 атома ^{232}Th в ^{233}U вblankете гибридного термоядерного реактора будет выделяться примерно в 2 раза меньше энергии в сравнении с урановым циклом, когда вblankете будет происходить конверсия ^{238}U в ^{239}Pu . Это означает, что для производства одного и того же количества нового делящегося изотопа потребуется в 2 раза меньше мощностей гибридных термоядерных реакторов. Это важно в том числе и для экономики, поскольку термоядерные источники нейтронов, скорее всего, будут заметно дороже АЭС.

С точки зрения радиационной и экологической безопасности топливного цикла следует обратить внимание на следующее. В ториевом топливном цикле при выгорании почти не образуются трансурановые изотопы, такие, как Am, Cm и последующие, образующиеся при облучении плутония. В настоящее время проводятся

исследования с целью обеспечить трансмутацию актиноидов в специальных устройствах в реакторе. Эта технология будет затратной по причине необходимости работ с радиоактивными изотопами и формирования из них топливной загрузки. Она будет требовать и дополнительного расхода нейтронов. Развитие замкнутого уран-плутониевого топливного цикла порождает новые проблемы, связанные с накоплением и хранением или трансмутацией новых неизвестных природе изотопов. Эти проблемы пока плохо изучены, и их оптимальное разрешение не очевидно.

В ториевом топливном цикле этих проблем нет, поскольку нет и этих изотопов. В отличие от уран-плутониевого замкнутого топливного цикла ториевый цикл с этой точки зрения предпочтительнее. Его организация включает в себя переработку облученного топлива, выделение вновь накопленных делящихся изотопов и продуктов деления с их последующим захоронением, не порождает новых проблем, решение которых пока видится только в общих чертах.

Таким образом, рассмотрение основных проблем, связанных с замыканием топливного цикла ядерной энергетики, показывает, что вариантов их решения может быть несколько. Из представленных материалов следует, что объективно есть или в ближайшей перспективе возникнет проблема использования выделенного из отработавшего топлива тепловых реакторов плутония. Это означает, что необходим оптимальный вариант утилизации энергетического плутония. Исследования связаны с созданием смешанного уран-плутониевого топлива, топлива на основе уран-плутониевого регенерата, гетерогенного топлива. Следует провести исследования в обоснование гетерогенного быстрого реактора, в котором минимизирована или отсутствует переработка отработавшего топлива активной зоны. Необходимы исследования по переходу к ториевому топливному циклу и возможностям наработки делящихся изотопов для этого цикла за счет использования внешних источников нейтронов.

Согласованная концепция предполагает, что в замкнутом топливном цикле надежно и безопасно как равноправные работают адаптированные к нему реакторы и есть технологии переработки отработавшего топлива, обеспечивающие производство нового топлива делящимися изотопами.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 14-08-00427 «а».

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Давиденко В.Д., Цибульский С.В. Эффективный способ сжигания энергетического плутония в ВВЭР. — Атомная энергия, 2015, т. 118, вып. 3, с. 134—136.
2. Кодочигов Н.Г., Сухарев Ю.П., Марова Е.В. и др. Расчетно-экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик активной зоны ГТ-МГР. — Там же, 2007, т. 102, вып. 1, с. 63—68.
3. Sukharev Yu.P., Fomichenko P.A. GT-MHR project high-temperature reactor neutronic issues and ways to resolve them. — Nucl. Engng Design, 2014, v. 271, p. 392—396.
4. Kuteev B.V., Azizov E.A., Alexeev P.N. Development of DEMO-FNS tokamak for fusion and hybrid technologies. — Nucl. Fus., 2015, v. 55, № 7, p. 073035.
5. Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Азизов Э.А. и др. Термоядерный источник нейтронов для производства ядерного топлива. — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 3, с. 160—165.
6. Фейнберг С.М. Бридер с газовым теплоносителем, как альтернатива металлическому теплоносителю. Идеология жесткого и мягкого спектров. — В кн.: Выдающиеся ученые Курчатова института. С.М. Фейнберг. М., 2011, с. 135—165.
7. Андрианова Е.А., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф. Перспективные топливные загрузки реакторов для замкнутого топливного цикла ядерной энергетики. — Атомная энергия, 2015, т. 118, вып. 5, с. 243—247.

Поступила в Редакцию 17.11.15

УДК 621.039.51

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА ПОВЕРХНОСТНЫХ ГАРМОНИК В ПРОГРАММЕ STEPAN

Балыгин А.А., Гольцев А.О., Ковалишин А.А., Краюшкин А.В., Лалетин И.Н., Султанов Н.В., Тишкин Ю.А., Цветков Т.В. (НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва)

Трехмерная программа STEPAN [1], как и близкие к ней по содержанию SADKO [2] и ТРОЙКА [3], с начала 1990-х годов используется для расчета коэффициентов и эффектов реактивности, эффективности стержней СУЗ, критичности и нейтронных полей в РБМК. Перенос нейтронов описывается в двугрупповом диффузионном гомогенном приближении. Удовлетворительное согласие с измеренными коэффициентами и эффектами реактивности в программе STEPAN достигается с помощью некоторых корректирующих параметров, которые особенно необходимы при расчете парового коэффициента реактивности и связанного с ним эффекта обезвоживания.

В методе поверхностных гармоник решается двугрупповое уравнение переноса нейтронов внутри реактора [4]. В этом методе функция распределения нейтронов раскладывается в ряд по пробным функциям, упорядоченным по вносимым в нее вкладам. Первая пробная функция является симметричной пробной функцией. Интегральные функционалы, такие, как поглощение, размножение, деление и др., в ячейке, в основном, определяются этой пробной функцией. Второй пробной функцией является обобщенный коэффициент диффузии, ответственный за перетечки нейтронов из одной ячейки в другую.

Оставив в разложении функции распределения обе пробные функции, после некоторых преобразований приходим к конечно-разностному уравнению метода поверхностных гармоник, которое по внешнему виду совпадает с конечно-разностным уравнением диффузионного типа. Приведя в соответствие элементы матриц уравнений, получим программу STEPAN-МПГ. Такой подход позволяет учесть новые эффекты по сравнению с традиционным методом гомогенизации. Такими новыми эффектами являются поправка на крупный шаг сетки, окружение ячейки, недиагональность матрицы коэффициентов диффузии, высшие пространственные гармоники, транспортные поправки на границах ячеек. В результате программа по точности приближается к прецизионным программам, использующим метод Монте-Карло [4, 5], по времени расчета и возможностям — к штатной программе STEPAN. В частности, рассчитывается весь набор коэффициентов и эффектов реактивности, требуемых для реакторной установки.

Преобразование уравнения метода поверхностных гармоник к уравнению диффузионного типа. Уравнения метода поверхностных гармоник в начальном приближении имеют вид