

Научный руководитель – Мартинович В.А., к.ф.-м.н., доцент

УДК 621.039

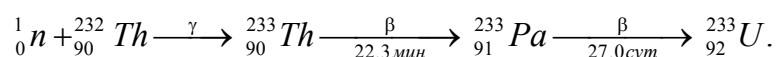
ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ И ПРОБЛЕМЫ ТОРИЕВОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Ботько Е.Н.

Научный руководитель – Качан С.М., к. физ.-мат. н., доцент

Развитие ядерной энергетики на основе природного урана, обусловленное ростом энергетических потребностей мирового сообщества, ведет нас к неминуемому дефициту данной ресурсной базы. В связи с этим, в последнее время все больший интерес проявляется к вопросу вовлечения в ядерный топливный цикл тория, мировые запасы которого превышают запасы урана [1,2].

Сам по себе торий не поддерживает цепную ядерную реакцию, однако в результате захвата теплового нейтрона природным изотопом ^{232}Th образуется топливный нуклид ^{233}U , способный к делению под действием нейтронов с хорошим энергетическим выходом:



Изотоп ^{232}Th имеет в 2,7 раза больше сечение захвата тепловых нейтронов, чем его «сырьевой коллега» ^{238}U . Это позволяет в реакторе на ториевом топливе обеспечить меньшую потерю нейтронов за счёт паразитных захватов на конструкционных материалах, тем самым обеспечить более высокие параметры воспроизводства [2]. В то же время топливный нуклид ^{233}U испускает более двух нейтронов на один захват первичного нейтрона для широкого набора тепловых реакторов [1,3]. Такой высокий коэффициент отдачи и толерантность к выбору реактора выгодно отличает ^{233}U от других топливных нуклидов – ^{235}U и ^{239}Pu .

Более того, благодаря высокой температуре плавления и теплопроводности оксида тория, его высокой коррозионной и радиационной стойкости, существенно увеличиваются длительность облучения и степень выгорания ториевого топлива [1].

Еще одно преимущество ториевого цикла заключается в том, что эта технология не только не производит плутония, но и позволяет планомерно и выгодно уничтожать его уже накопленные оружейные запасы. Таким образом ожидается решить проблему нераспространения ядерного оружия.

Возможность вовлечения тория в современную ядерную энергетику осуществима при реализации одного из двух направлений: чисто ториевого («идеального») или смешанного топливных циклов [2].

При осуществлении чисто ториевого цикла первоначальная загрузка реактора требует, помимо сырьевого нуклида ^{232}Th , в качестве «запала» высокообогащенный уран или плутоний (в том числе оружейный и из бланкетов быстрых реакторов). Однако в последующих компаниях реактора, при замыкании топливного цикла, возможен переход на топливные загрузки с ^{233}U , который может нарабатываться как в тепловых реакторах, так и в бланкетах быстрых реакторов.

Использование чисто ториевого цикла позволит получить коэффициент воспроизводства топлива k_g больше единицы, а также существенно повысить глубину выгорания топлива за счет использования дополнительных нейтронов от ^{233}U , который сжигается в том же реакторе, где и генерируется.

Смешанный ториевый цикл, помимо ^{232}Th , позволяет включить в реакторы традиционной конструкции топливо ^{235}U , ^{233}U , Pu, а также смесь U и Pu (см. рисунок 1). Однако при этом достижение $k_g \geq 1$ не представляется возможным [1,2].

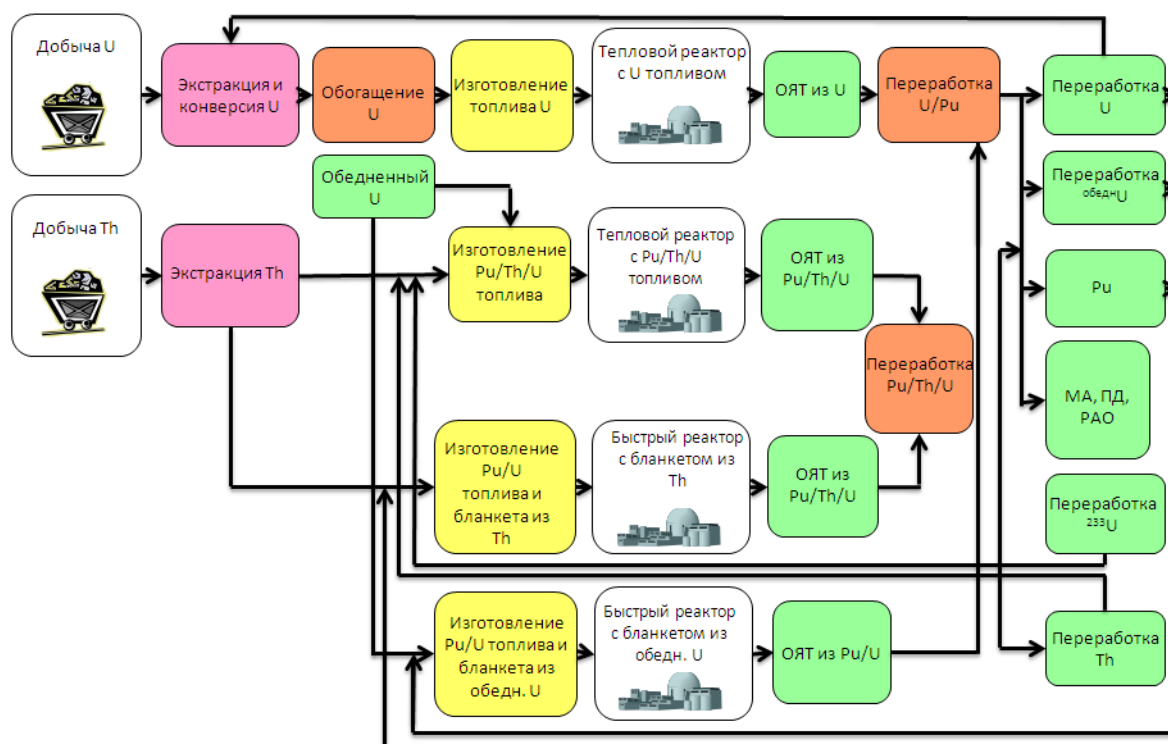


Рисунок 1 . Схематическое представление смешанных ториевых ЯТЦ.

Практически каждый тип реактора в то или иное время изучался с точки зрения применения в нем ториевого топлива [1,2,4]. В большей степени проблемы использования ториевого топлива сегодня изучены применительно к легководным (LWR), высокотемпературным (HTR) и тяжеловодным (PHWR) реакторам на тепловых нейтронах. Разработки в

данной области в различное время проводились в Канаде (CANDU), России (TRR), Германии (AVR, THTR-300), Индии (Kamini), США (Peach Bottom, Fort St. Vrain, Shippingport), Великобритании (Dragon). Так, в США разработаны концептуальные проекты использования тория в составе расплава солей в жидкосолевых реакторах (MSR). Россия, выбравшая путь по внедрению быстрых реакторов, сегодня достигла значительных успехов, облучая топливные сборки на основе тория в blankets быстрых реакторов (FRTh). В наши дни на стадии технико-экономического обоснования находится швейцарско-британский проект ториевого докритического реактора снабженного ионным ускорителем (ADTR). Индия, обладая значительными запасами тория, ведет активную работу по внедрению тория в усовершенствованный тяжеловодный реактор (AWHR).

За время эксплуатации уран-ториевого реактора будет наработано меньше малых актинидов (МА), чем в аналогичном по мощности уран-плутониевом реакторе. Поэтому проблема обращения с радиоактивными отходами уже переходит в практическую плоскость, поскольку для малых количеств МА их можно переработать. Но здесь возникают вопросы, связанные с отсутствием технологии переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ) ториевого цикла. При этом, наработка МА напрямую будет зависеть от топливной композиции на основе тория, которая используется в конкретном типе реактора [2].

Именно за счет малых объемов наработки младших актинидов в ториевом цикле, суммарная радиотоксичность его несколько меньше, чем в урановом цикле. Специфической особенностью ОЯТ ториевого цикла является присутствие значительного количества в нем долгоживущего изотопа ^{231}Pa . Ко всему прочему ОЯТ также содержит значительное количество долгоживущего изотопа ^{232}U ($T_{1/2}=68,9$ лет), обладающего жестким гамма-излучением продуктов распада (2,6 МэВ для ^{208}Tl). Это обстоятельство в значительной мере усложняет и удорожает обращение с ОЯТ ториевого цикла [1,2].

Несмотря на ряд проблем, возникающих при осуществлении ториевого топливного цикла, он представляет заметную перспективу для увеличения ресурсов ядерного топлива (за счет наработки ^{233}U), позволяет снизить потребность в обогащении по изотопу ^{235}U и решить проблемы, связанные с нераспространением ядерных материалов. Однако стоит учитывать, что внедрению ториевого ЯТЦ, должен предшествовать тщательный анализ различных процессов от обогащения до переработки и изготовления топлива, а также наличие соответствующих технологий и оборудования.

Литература

1. Бойко В. И., Власов В.А., Жерин И.И. и др. Торий в ядерном топливном цикле/ В.И. Бойко. – Томск: изд. ТПУ. – 2006.

2. IAEA. Thorium fuel cycle – Potential benefits and challenges. Vienna: IAEA-TECDOC-1450. – 2005.

3. Касьян А. И. Перспективы ториевого цикла / Касьян А. И., Хамидуллин Р. Я. // Журнал «Двигатель» № 2(80). – Москва: МФПУ «Синергия». – 2012.

4. Субботин С. А. Ториевый цикл. Выбираем реактор / С.А. Субботин. – Москва: РНЦ «Курчатовский институт». – 2007.

УДК 539.125.5

СОВРЕМЕННЫЕ ПОДХОДЫ К ТРАНСМУТАЦИИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА АЭС

Бычкова Д.Н.

Научный руководитель Качан С.М., к.ф.-м.н., доцент

Применение ядерных технологий в энергетической отрасли неизбежно сопровождается наработкой радиоактивных отходов (РАО). Радиоактивные отходы образуются на всех этапах ядерно-топливного цикла (ЯТЦ), но наибольшую опасность в долгосрочной перспективе представляют высокоактивные долгоживущие радионуклиды, образующиеся в отработавшем ядерном топливе (ОЯТ).

На этапе долговременного хранения ОЯТ большие периоды полураспада отдельных продуктов деления и малых актинидов, а также токсичность и способность малых актинидов к спонтанному делению, накладывает существенные ограничения на технологии обращения с ОЯТ, и ставит под вопрос безопасность ядерной энергетики в целом. В настоящее время ни одна из стран не перешла к использованию технологий, позволяющих решить проблему ОЯТ и РАО.

Трансмутация, как процесс превращения долгоживущих ядер ОЯТ в стабильные или короткоживущие в результате ядерной реакции под действием внешних ядерных излучений, является действенным механизмом снижения долгосрочной радиотоксичности [1,2]. Такой подход может стать важнейшим этапом замыкания ядерно-топливного цикла (ЯТЦ), гарантом его безопасности и устойчивости.

Долгоживущие РАО можно подразделить на продукты деления (ПД), малые актиноиды (МА) и продукты активации конструкционных материалов. Среди долгоживущих продуктов деления главную опасность с точки зрения безопасного долговременного хранения представляют ^{99}Tc , ^{129}I и ^{135}Cs . К числу проблемных малых актиноидов относятся изотопы америция, кюрия, нептуния, имеющие небольшую долю запаздывающих нейтронов в спектре деления.

Процесс трансмутации может быть однократным (одноцикловым), либо многократным (многоцикловым) [2]. В однократном цикле облученный