

АНАЛИЗ КОНЦЕПЦИИ ТОРИЕВОГО РЕАКТОРА РАДКОВСКОГО

Пол Р. Кастен

Была разработана новая концепция конструирования реакторов, названная ториевым реактором Радковского (TRP), и указано на возможность скорого использования ее в стандартных водяных реакторах под давлением (ВРД). Концепция TRP использует геометрию "запал-бланкет" с торием в качестве сырьевого материала и ураном (с уровнем обогащения ниже 20%) в качестве топлива для областей запала и бланкета. Около 163 запально-бланкетных секций применяется в TRP на 1000 МВт(э), а перестановка твэлов при перезагрузке используется для сохранения допустимого распределения мощности и относительно небольшой критической массы. Другие основные особенности TRP таковы: (1) бланкетное топливо (смесь оксидов урана и тория) облучается 10 лет без замены; (2) в качестве запального топлива используется металлический сплав урана и циркония со временем облучения три года. Высокие уровни выгорания как бланкетного, так и запального топлива (по отношению к обычным ВРД) приводят к значительному уменьшению содержания плутония в отработанном топливе TRP и к значительному увеличению процентного содержания Pu-238, Pu-240 и Pu-242 в таком плутонии. Конструктивные особенности TRP очень сходны с особенностями обычных ВРД, так что очень быстро можно было бы осуществить использование общих схем размещения запалов и бланкетов, если не принимать во внимание вопросы безопасности реакторов, а также технические или экономические интересы. В этом анализе TRP сравнивается с ВРД по основным техническим и экономическим особенностям, а также по параметрам безопасности. Оба типа реакторов работают с ежегодной перезагрузкой топлива. Основное внимание обращено на противодействие распространению ядерного оружия, на стоимость топливного цикла, на сравнительное использование уранового и ториевого топливных циклов, на способность бланкетного топлива находиться под облучением в течение 10 лет в условиях TRP, на эксплуатационные качества металлического запального топлива в TRP и на проблемы перестановки топливных элементов и обращения с топливом. TRP по сравнению с ВРД демонстрирует значительное увеличение возможности противодействия распространению производства ядерного оружия из-за низкого качества получаемого плутония и уменьшения темпов его производства. Впрочем, противодействие ВРД при однократном цикле с урановым топливом рассматривается как достаточное.

Детали затрат на топливный цикл таковы: производство топлива, добыча естественного урана и тория, количество единиц работы по разделению (SWU) для обогащения топлива, потери при производстве топлива, химическая переработка, хранение топлива на реакторной площадке и его транспортировка от реактора к месту хранения или размещения. При одинаковых условиях полные затраты на топливный цикл TRP составили 96% от затрат на обычный ВРД. Важный вклад в этот результат дали относительно низкие оценки затрат на перевоз топлива TRP в удаленное от реактора место хранения/размещения и на обращение с топливом; если не включать расходы такого типа, то затраты на топливный цикл TRP составили бы 103% от затрат на ВРД. Приведенные выше различия в затратах малы по сравнению с неопределенностями ценовых параметров.

Замена тория естественным ураном, вероятно, понизит затраты на топливный цикл TRP и, возможно, сохранит желаемые особенности противодействия распространению ядерного оружия.

В общем, потребуются значительные НИР и демонстрационные опыты по топливным элементам и их перестановкам, чтобы можно было убедиться в жизнеспособности концепции TRP. Основные заботы связаны со следующим: (1) практичность выдержки стержней сырьевого материала в оболочке из циркониевого сплава в течение длительного (около 10 лет) времени при высоких уровнях выгорания (примерно 100 МВт.день/кг) в условиях окружения водой с высокой температурой, содержащей небольшие количества водорода; (2) безопасность металлического "запального" топлива, претерпевающего очень высокое выгорание (свыше 150 МВт.день/кг) при высоком среднем уровне мощности в запале (140% от того, что есть в ВРД) при облучении в аварийных условиях; (3) влияние на выбор подходящего реактора того обстоятельства, что запально-бланкетные блоки (ЗББ) должны часто переставляться, в сочетании с удалением полностью отработанных запалов из ЗББ и перезагрузкой их свежими запалами.

Этот анализ основан прежде всего на статье Алексея Гальперина, Пола Райхерта и Элвина Радковского, опубликованной в журнале "Наука и всеобщая безопасность", т.6, выпуск 3 (август 1997 г.).

Пол Р. Кастен защитил диссертацию в области химического машиностроения в 1950 г. в университете Миннесота-Миннеаполис. После этого он работал в Окриджской национальной лаборатории (ОРНЛ) до выхода на пенсию в 1988 г., занимаясь реакторной физикой, анализами и расчетами реакторов и программ их работ. В период 1963-64 гг. был приглашенным директором Института разработок реакторов в исследовательском центре Юлих, Германия. В период 1965-70 гг. был заместителем директора программы ОРНЛ по реакторам на расплавленных солях, а также временно исполнял обязанности директора по изучению и оценкам реакторов в 1967 г. В период 1966-70 гг. он принимал участие кроме того в детальном анализе бридеров и реакторов-конвертеров, проводившемся Комиссией по атомной энергии (КАЭ) США. С 1970 г. и до выхода на пенсию был директором программ по реакторам с газовым охлаждением, включая программу по использованию тория. В течение 1975-79 гг. принимал также участие в оценках ториевого топливного цикла в рамках американской программы анализа альтернативных систем (ПААСН), способствующих нераспространению ядерного оружия, которая была частью международной программы по оценкам топливных циклов, противодействующих распространению; в период 1977-79 гг. он отвечал за программу анализа альтернативных топливных циклов, которая была частью всей деятельности в рамках ПААСН. Он был профессором по ядерной технике в университете Теннесси-Ноксвилл (на полставки) с 1957 г. до выхода на пенсию в 1994 г. После этого он продолжает быть почетным адъюнкт-профессором.

ВВЕДЕНИЕ

Концепция ториевого реактора Радковского (TRP)¹ - одна из самых последних в серии проектов ториевых запально-бланкетных реакторов, предлагавшихся профессором Радковским. Самым первым запально-бланкетным реактором был проект легководного реактора (ЛВР) в Шиппингпорте (Пенсильвания), разработанный в 50-х гг. отделением корабельных реакторов Комиссии по атомной энергии США под руководством адмирала Риквера; Радковский в это время был ведущим сотрудником в

группе Риквера. Изменения начальной конструкции привели к проекту легководного бридера (ЛВБР) с использованием U-233 в качестве делящегося топлива в "запальных" участках и тория в "бланкетных" участках. Целью ЛВБР была демонстрация "воспроизводства" топлива в ЛВР с повторным использованием топлива - эта задача была решена с "коэффициентом воспроизводства" порядка 1.01². Гораздо позднее, когда проблемой стало ядерное нераспространение и повторное использование топлива оказалось неприемлемым, внимание было обращено на такие изменения в ториевых запально-

бланкетных проектах, которые облегчили бы как противодействие распространению ядерного оружия, так и быстрое использование в существующих ЛВР. Самая последняя конструкция, ее характеристики и варианты применения изложены в работе¹ и эта статья является предметом анализа.

ТОРИЕВЫЙ И УРАНОВЫЙ ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ

В современных коммерческих ЛВР используется "одноразовый" топливный цикл на малообогащенном уране, потому что у этого цикла есть привлекательные экономические характеристики. Однако с первых дней разработок энергетических реакторов рассматривались как урановые, так и ториевые топливные циклы, и было разработано несколько концепций реакторов с ториевым циклом. Проводились также сравнительные анализы реакторов, где в качестве сырьевого материала применялись торий или уран (следует отметить, что термин "ториевый цикл", который, строго говоря, приложим при использовании тория и урана-233, часто применяется для удобства даже для смешанного торий-уранового цикла, рассматриваемого в данном случае).

Первая сравнительная оценка различных тепловых реакторов с использованием разных топливных циклов была проведена Розенталем и его коллегами² в 1965 г., а итоговый анализ новейших реакторов-преобразователей был выпущен КАЗ США в 1969 г.⁴ Итоговое заключение по использованию тория в энергетических реакторах было дано в отчете КАЗ 1969 г.⁵ - этот отчет был основан на приведенных в^{4,5} данных по ториевым реакторам и на дополнительной информации. В указанных выше отчетах водяные реакторы под давлением (ВРД) рассматривались как "стандартные", с которыми следовало сравнивать остальные реакторы; кроме того, в них содержалось заключение, что ВРД и тяжеловодные реакторы (ТВР) более экономичны при использовании уранового топливного цикла, а ториевый цикл предпочтителен для высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением (ВТГР) и реакторов-конвертеров со смещением по спектру при замедлении смеси тяжелой и легкой воды (ССРК). Кастеном в 1970 г. был написан обзор по использованию тория в энергетических реакторах⁶, который охватывал ЛВРы, ТВРы, ВТГРы, реакторы на расплавленных солях с графитовым замедлителем (РРС) и быстрые реакторы с натриевым охлаждением. По приведенным ниже причинам ториевый топливный цикл предпочтителен для тепловых реакторов типа ВТГР и РРС.

В 70-х гг. появилась другая серия анализов реакторов в связи с международной программой оценки топливных циклов, ведущих к нераспространению ядерного оружия (МПОТЦ), где особое внимание уделялось однократным топливным циклам. Шапиро и др.⁷ сообщили о том, что хотя при ториевом топливном цикле возрастает выделение энергии на тонну добытого урана по сравнению с однократным урановым циклом в стандартном ЛВР, он является непривлекательным с экономической точки зрения. Экономия при потреблении урановой руды и увеличение эффективности использования топлива происходят относительно редко за рабочий период деятельности электростанции, а начальная потребность в уране и работа по разделению в большой степени сравнимы с величинами для однократного уранового цикла. В работе Кастена, Хомана и др.⁸ указывалось, что хотя ЛВРы предлагают наиболее прямой путь к использованию ториевого топливного цикла, урановый цикл в ЛВРах был более экономичным при прочих равных условиях. Из числа рассмотренных реакторов только ВТГР оказался более экономичным при ториевом цикле и повторном использовании топлива. Без повторного использования топлива все обычные тепловые реакторы стремятся предпочитать урановый цикл.

Концепция запально-бланкетного реактора не рассматривалась при упомянутых выше сравнительных оценках за исключением хорошо понимаемого факта, что для работы "коммерческого" ЛВБР в качестве бридера потребуются очень высокие затраты на приобретение нужного количества U-233 и на повторное использование

топлива, что делает его неконкурентноспособным. Никакого особого рассмотрения не было проведено для запально-бланкетной концепции с использованием ториевого или уранового топлива при однократных циклах и относительно низких темпах преобразования топлива. Реакторы типа ТРР появились относительно недавно и еще не прошли индивидуальных оценок в отношении предпочтительного для них топливного цикла. Впрочем, нет уверенности, что для запально-бланкетной концепции ториевый цикл окажется предпочтительным.

Ниже приведены особенности ториевого и уранового топливных циклов в тепловых реакторах. В общих чертах, использование ториевого цикла в тепловых реакторах будет определяться его способностью обеспечивать в экономичных типах реакторов конкурентноспособную стоимость ядерной энергии по сравнению с урановым циклом. Основное преимущество ториевого цикла связано с относительно высоким значением параметра η (число испущенных нейтронов на один поглощенный) в U-233, что показано на Рис.1, где сравниваются значения η для различных делящихся материалов в зависимости от энергии нейтронов. Видно, что значение η в U-233 при тепловых энергиях выше, чем в U-235, Pu-239 и Pu-241, хотя величина η в Pu-241 отличается очень мало. В результате, потенциальный коэффициент воспроизводства ($\eta-1$) оказывается самым большим в ториевых тепловых реакторах, в результате чего в конечном итоге содержание делящегося материала в ториевом топливе стремится сохраниться на относительно высоком уровне. Это не означает, что критическая масса относительно невелика, и в действительности сечение поглощения в U-233 ниже, чем в U-235, так что концентрация U-233, требуемая для генерирования заданного уровня мощности, примерно такая же, что и для U-235, как показано ниже.

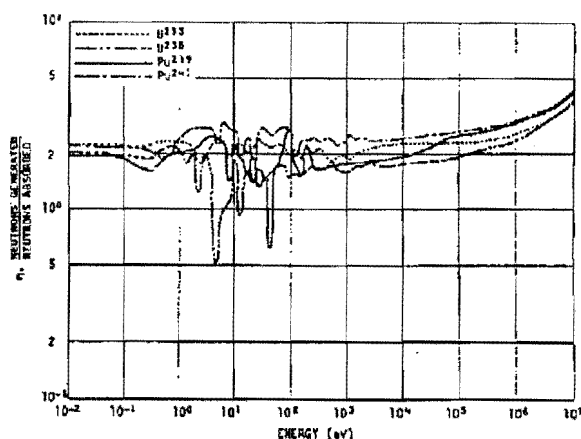


Рис.1: Значения η для различных делящихся топлив как функция энергии нейтронов⁹.

Критическая масса делящегося топлива имеет прямое отношение к затратам на запасы топлива. Мера критической массы приводится на Рис.2, где отложена обратная величина выражения $(\eta-1)\sigma$ как функция энергии нейтронов (σ - сечение поглощения нейтронов для конкретного нуклида). Термин "относительная критическая масса" применим к очень большому реактору для нейтронов определенной энергии; поскольку бланкетные участки ТРР постоянно подпитываются нейтронами из запальных участков, бланкетные участки моделируют большой реактор с нейтронной точки зрения. Как видно на Рис.2, критические массы U-233 и U-235 примерно равны (то-есть, их относительная величина равна 100%), но для Pu-239 критическая масса равна только 70%, а для Pu-241 - около 50%. Такое поведение связано с вы-

соким сечением деления у изотопов плутония и оно указывает, что бланкет ТРР мог бы генерировать больше энергии при урановом цикле, чем при ториевом, даже хотя для урана коэффициент преобразования топлива ниже. Через длительное время плутоний, как правило, выгорит и коэффициент преобразования станет более определяющим, но в ТРР значительно количество нейтронов поступает в бланкет из запала, что приводит к тенденции сохранить высокий уровень производства плутония и выделения энергии в бланкете.

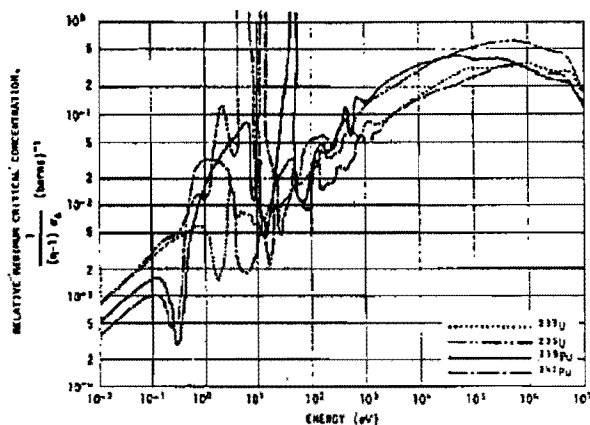


Рис.2: Относительные критические массы разных делящихся топлив.

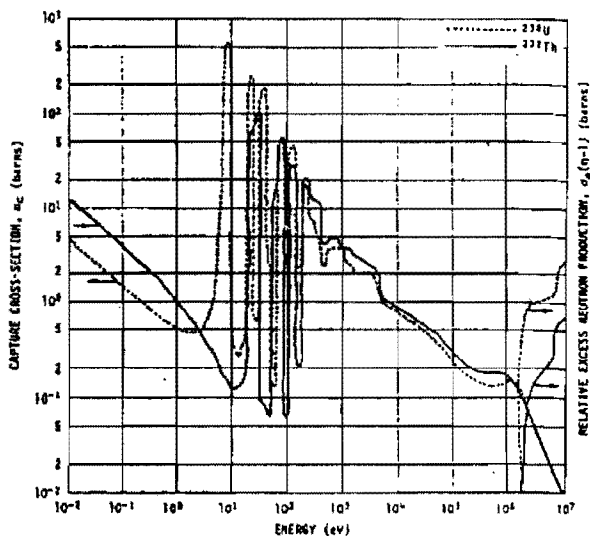


Рис.3: Сечения захвата и относительное производство избыточных нейтронов в Th-232 и U-238 в зависимости от энергии нейтронов¹¹.

Сечение поглощения нейтронов в сырьевом материале имеет заметное влияние на требуемую критическую концентрацию делящегося материала. Кроме того, эффект от деления в сырьевом материале невелик. На Рис.3 приведены сечения захвата и относительные значения производства избыточных нейтронов в Th-232 и U-238 в зависимости от энергии нейтронов. Последние значения приведены с правой стороны графика и они пропорциональны величине $(\epsilon-1)$, определяемой как отношение числа быстрых нейтронов при делении быстрыми нейтронами к числу быстрых нейтронов при делении тепловыми нейтронами (параметр ϵ называют "эффектом от быстрых нейтронов"). Как видно, параметр ϵ примерно в 4-5 раз выше в уране, чем в тории: однако полный эффект невелик — эффект от быстрых нейтронов равен около 1.01 в урановых ВРД и составляет 1.0022 в ториевых ВРД.

Как видно также на Рис.3, сечение захвата тепловых нейтронов в тории значительно выше, чем в уране-238, а сечения при резонансных энергиях обычно ниже для тория. При данном содержании сырьевого материала в тепловых реакторах приведенное выше поведение сечения при тепловых энергиях стремится относительно увеличить критическую массу в ториевых реакторах. Резонансное поведение сечений в тории и U-238 стремится сделать критическую массу уранового цикла выше, особенно если реактор "ядерно однороден", но эта тенденция может уменьшиться при образовании неоднородностей в топливе, на что указывается ниже.

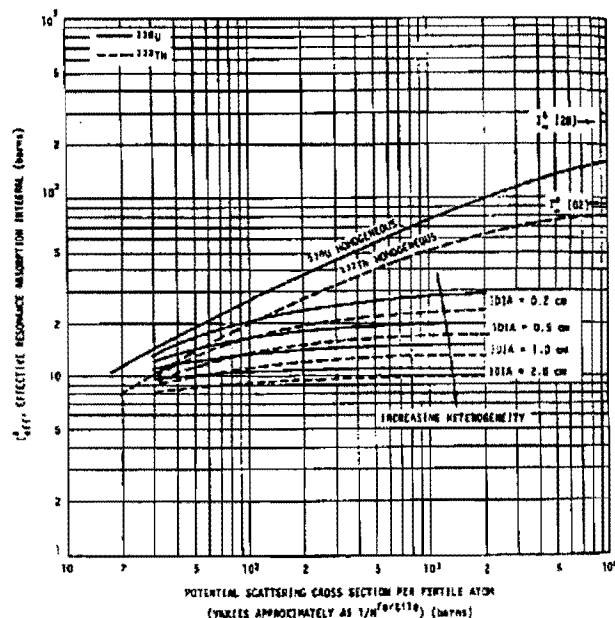


Рис.4: Изменение эффективного значения интеграла резонансного поглощения для Th-232 и U-238 в зависимости от концентрации и неоднородности сырьевого материала (рассматривается металл при температуре 27 °C). Стрелка указывает на увеличение неоднородности и в рамке приведены соответствующие размеры гранул. По оси абсцисс отложены величины, обратно пропорциональные концентрации сырьевого материала.

На Рис.4 приведено значение эффективного интеграла резонансного поглощения $I_{\text{эфф}}$ в зависимости от сечения рассеяния на атом сырьевого материала (последняя величина обратно пропорциональна концентрации сырьевого материала); указаны также влияние "ядерной однородности" и "неоднородности топлива". Обычно в результате этих эффектов тепловому реактору на ториевом цикле с неоднородным распределением топлива приходится работать с более высоким обогащением топлива и с уменьшенной концентрацией сырьевого материала по сравнению с соответствующим реактором на урановом цикле. Впрочем, если топливо распределяется равномерно (в ядерном смысле) в замедлителе, а не разбивается на отдельные куски, резонансные поглощения в сырьевом материале обладают более высоким влиянием на критическую массу в такой степени, что ториевому циклу может потребоваться меньшее обогащение по сравнению с урановым. Вышесказанное подразумевает, что реакторы типа ТРР и ВРД должны стремиться предпочитать урановый цикл, а ВТРГ — ториевый. Это следует из того, что в реакторах, где замедлителем является обычная вода, загрузка сырьевым материалом оказывается относительно высокой, чтобы сохранить поглощение нейтронов в воде на низком уровне; кроме того привлекательно с экономической точки зрения поддерживать концентрацию делящегося материала низкой, что подразумевает урановый цикл с неоднородным топливом, как это использовано в ВРД. В ВТРГ замедлителем

и охладителем служат графит и гелий с низким сечением поглощения. В результате концентрация сырьевого материала может быть относительно низкой, так что критическая масса не оказывается чрезмерной. Далее, топливо перемешано относительно однородно, что приводит к тенденции в урановых циклах иметь относительно высокое резонансное поглощение нейтронов. Оба упомянутых фактора имеют тенденцию благоприятствовать использованию ториевого цикла по экономическим причинам. Однако при однократных топливных циклах еще есть небольшое экономическое преимущество для уранового цикла в ВТРГ из-за меньшей "цены топлива", уходящего в отбросы в конце цикла.

Противодействие распространению для плутония, получаемого в ВТРГ, мало отличается при урановом или ториевом циклах и сравнимо с результатами для плутония, получаемого в ТРР. Это является результатом ядерных характеристик ВТРГ, где замедлителем служит графит, а охлаждение обеспечивается гелием, и в котором топливные стержни заполняются смесью микрошариков топлива в углеродной матрице. Эти микрошарики с сырьевым материалом содержат оксид тория при ториевом цикле и оксид естественного урана при урановом. В обоих случаях микрошарики с делящимся топливом содержат уран с малой степенью обогащения. На способность плутония, находящегося в отработанном топливе, противодействовать распространению ядерного оружия непосредственно влияют степени выгорания "сырьевого" и "делящегося" топлива. В ВТРГ эти уровни для обоих топлив высоки, даже если они остаются в реакторе на один и тот же срок (около трех лет). Однако в ВРД ядерные характеристики таковы, что облучение как сырьевого, так и делящегося топлива за одно и то же время приводит к относительно низкому выгоранию сырьевого материала. ТРР преодолевает эту особенность путем размещения топлива в виде запала и бланкета, когда сырьевой материал находится в реакторе примерно в три раза дольше, чем делящееся топливо. В результате, у ТРР и ВТРГ существует тенденция к сближению уровней выгорания сырьевого и делящегося топлива и противодействующих распространению характеристик плутония из отработанного топлива. Поскольку такие характеристики в случае ВТРГ аналогичны для уранового и ториевого однократных циклов, то же самое может оказаться справедливым для уранового и ториевого однократных циклов в ТРР. При урановом цикле ТРР сохранит свои особенности, связанные с размещением запала и бланкета, но в бланкете из естественного урана будет распределен слегка обогащенный уран.

В ВТРГ значение сечения поглощения сырьевым материалом возрастает при переходе от ториевого цикла к урановому. Этот факт сам по себе стремится увеличить наличие "свободного" U-235 в естественном уране, что приводит к уменьшению стоимости топлива для однократного уранового цикла. В ТРР эффективное значение сечения поглощения сырьевым материалом остается примерно на одном уровне при переходе от ториевого цикла к урановому. Из-за этого ТРР, возможно, имеет склонность предпочесть с экономической точки зрения урановый цикл в большей степени, нежели ВТРГ, при однократных циклах. Противодействие распространению для плутония из отработанного топлива ТРР, вероятно, будет высоким как при урановом цикле, так и при ториевом, но все же немного выше при ториевом цикле.

Как было указано ранее, основные недостатки ториевого цикла связаны с относительно высокой удельной стоимостью в тепловых реакторах и с отсутствием делящегося материала в добываемом тории. Впрочем, с использованием тория связаны некоторые преимущества по физическим свойствам¹². Обычно ториевые циклы более зависимы, нежели урановые, от технологий, позволяющих недорого изготавливать, перемещать и повторно использовать топливо. Другие различия этих двух циклов таковы¹³: сечение поглощения продуктами деления в ториевом цикле слегка меньше, чем в урановом; доля запаздывающих нейтронов при делении U-233 равна 0.0027, для U-235 она составит 0.0065, для Pu-239 - 0.0021 и для Pu-241 - 0.0049; доступное выделение энер-

гии на акт деления равно примерно 192 МэВ для U-233, 195 МэВ для U-235 и 202 МэВ для Pu-239.

Хотя естественный торий при рассмотрении на удаленную перспективу более распространен, чем уран, большая часть запасов тория находится в очень бедных рудах¹⁴ и объем дешевых резервов примерно одинаков для урана и тория. В любом случае, цена сырьевого материала сама по себе не столь важна экономически в удаленной перспективе как для ториевого, так и для уранового цикла; гораздо более важны затраты, связанные с извлечением делящегося топлива из урановых руд.

КОНЦЕПЦИЯ ТОРИЕВОГО РЕАКТОРА РАДКОВСКОГО (ТРР)

Концепция ТРР включает в себя запально-бланкетное размещение топлива с использованием тория в бланкете и слегка обогащенного урана в запале; все это описано в¹. В данной главе суммируются особенности, имеющие отношение к проведенному анализу. Ключевая особенность конструкции - использование неоднородной топливной сборки из запально-бланкетных секций (ЗБС), где ториевая бланкетная часть топливной сборки отделена от урановой запальной части. Это разделение позволяет иметь индивидуальное управление топливом ториевого бланкета и "движущей" части активной зоны, содержащей запал. Цель заключается в том, чтобы иметь высокий уровень деления локальных количеств U-233, воспроизведенных в бланкете, с помощью нейтронов, поставляемых в бланкет из запала.

Геометрия ЗБС обеспечивает необходимую гибкость, сравнимую с тем, что имеется на существующих ВРД-энергоустановках. Топливо ТРР может заменить стандартную сборку уранового топлива в обычных ВРД или ВВЭР (российских ВРД). Основное внимание в представленной конструкции обращено на использование ВВЭРов (называемых теперь ВВЭРТами). Разбирался реактор на 1000 МВт(э). Кроме того, неоднородность конструкции активной зоны позволяет осуществлять отдельную оптимизацию запальной и бланкетной структуры. В то же самое время выросшая гибкость приводит к большему перемещению топлива во время перерыва на перезагрузку и к более сложному учету обеспечения качества. В то время как концепцию ТРР можно внедрить в действующие ВРДы, такие перемены будут включать в себя дополнительные затраты, связанные, например, с заменой топливной "корзины" ВРД и системы управляющих стержней на соответствующие системы ТРР. Кроме того, перестройка в период активного существования ВРД потребует выброса ценного топлива, если только частично отработанное топливо нельзя будет перевезти на другой аналогичный ВРД и использовать его там. Более вероятно, что для ТРР будет использоваться новая конструкция реактора, а не просто переделка ВРД.

Геометрия ЗБС обеспечивает необходимую гибкость, сравнимую с тем, что имеется на существующих ВРД-энергоустановках. Топливо ТРР может заменить стандартную сборку уранового топлива в обычных ВРД или ВВЭР (российских ВРД). Основное внимание в представленной конструкции обращено на использование ВВЭРов (называемых теперь ВВЭРТами). Разбирался реактор на 1000 МВт(э). Кроме того, неоднородность конструкции активной зоны позволяет осуществлять отдельную оптимизацию запальной и бланкетной структуры. В то же самое время выросшая гибкость приводит к большему перемещению топлива во время перерыва на перезагрузку и к более сложному учету обеспечения качества. В то время как концепцию ТРР можно внедрить в действующие ВРДы, такие перемены будут включать в себя дополнительные затраты, связанные, например, с заменой топливной "корзины" ВРД и системы управляющих стержней на соответствующие системы ТРР. Кроме того, перестройка в период активного существования ВРД потребует выброса ценного топлива, если только частично отработанное топливо нельзя будет перевезти на другой аналогичный ВРД и использовать его там. Более вероятно, что для ТРР будет использоваться новая конструкция реактора, а не просто переделка ВРД.

Запальное топливо содержит стержни из ураново-циркониевого сплава, технология производства которых, как утверждают, совместима с возможностями российской промышленности, торгующей топливом. Но не представлено конкретных сроков. Размеры стержней и соответствующих блоков определялись из рассмотрения нейтронных и тепловых аспектов. Отношение V_z/V_t в бланкете (отношение объемов замедлителя и топлива) выбрано в расчете на оптимизацию воспроизводства U-233 и для достижения эффективного деления; этот выбор привел к конструкции ячейки бланкета, аналогичной тому, что есть в обычном ВРД (значение V_z/V_t составляет 1.9, а для ВРД - 2.0). В запальной области объемное соотношение составляет 3.1; такое относительно высокое значение уменьшает поглощение надтепловых нейтронов в U-238 и, соответственно, сокращает наработку плутониевых изотопов.

Бланкетное топливо ТРР состоит из тория с добавкой оксида слегка обогащенного урана. Уран добавляется для выработки энергии в бланкете и "денатурирования" воспроизводства U-233 в бланкете. Для экономии топлива время пребывания бланкета в активной зоне выбрано достаточно длительным (около 10 лет с выгоранием порядка 100 МВт.день/кг). Запальная часть ЗБС перемещается ежегодно в течение трехлетнего цикла.

Используется новая схема управления топливом в активной зоне. Стандартная многозагрузочная схема, принятая для ВРД, заменена на более сложную, где применяются два независимых топливных потока (запальный и бланкетный). С запальным топливом обращаются, как и в стандартном ВРД, то-есть одна треть запала ежегодно заменяется свежим материалом; оставшиеся две трети (частично обедненные) перемещаются в пределах активной зоны. Каждый свежий запал загружается в пустой бланкет, образуя новый вид топлива.

Эти сборки с топливом нового типа перемешиваются с частично обедненными запально-бланкетными сборками, образуя новую, перезагруженную конфигурацию для следующего цикла. Короче говоря, управление топливом основано на квази-трехразовой схеме перезагрузки. Одна треть всех запальных субборок ежегодно заменяется на свежий запал, а оставшиеся две трети остаются внутри соответствующих бланкетных субборок и переставляются как частично обедненные топливные сборки. Время нахождения запальных субборок в активной зоне составляет три года. Бланкетные субборки выгорают за десять лет, причем каждые три года в них вводится свежий запал. Перезагрузочная схема создается на базе трех порций топлива: свежее топливо (F), однажды выгоревшее топливо (O) и дважды выгоревшее топливо (T). Никакие "свежие" сборки не загружаются на периферию (то-есть, рядом с отражателем). Большая часть позиций на периферии занята однажды выгоревшим топливом. Используются выгораемые яды для компенсации локальных пиков мощности. Система реактивного контроля за активной зоной ТРР имеет выгораемые яды и систему управляющих стержней без использования во время операций контроля с помощью борных растворов.

В первом цикле используется топливо с тремя уровнями обогащения, чтобы способствовать эффективному старту при "равновесной" активной зоне. Поскольку поначалу в реакторе нет продуктов деления, начальная загрузка делящегося топлива ниже, чем при последующих циклах загрузки. Бланкет содержит 1595 кг урана с 12%-ным обогащением, а запал - 5305 кг урана (2894 кг с обогащением 20% и 2411 кг с обогащением 17%). Примерно одна треть запального топлива заменяется через год; при равновесной перезагрузке ежегодно заменяется одна треть запального топлива. Через десять лет бланкет заменяется на новый, имеющий начальный состав. Однако, только одна треть запального топлива в ЗБС заменяется во время замены бланкета.

Запальное топливо содержит уран-циркониевый сплав, помещенный в кожух из циркониевого сплава. Исходя из загружаемого топлива, доли мощности, генерируемой в запале, и объема запальной области, среднее выгорание запального топлива за цикл превышает 150

000 МВт.день/кг (а пиковые значения могут быть гораздо выше). Внутри бланкета генерируется 41.9% всей мощности, в запале - 58.1%. Средняя относительная удельная мощность в бланкете составляет 71.0%, а во всей активной зоне - 141.7%.

В этом анализе не было предпринято расчетов реактора - только результаты Радковского и др. использованы нами. Поскольку взаимное влияние физики реакторов, распределения мощности, переноса тепла и распределения потоков охладителя, перемещения топлива и экономических аспектов проявляется очень сильно и оно важно для определения рабочих характеристик реактора, было бы благоразумным, чтобы опытный поставщик ВРД провел такие расчеты для ТРР и проверил приведенные результаты.

Как для ТРР, так и для ВРД рассматривалось расположенное вблизи реактора хранилище отработанного топлива с объемом, достаточным для хранения в течение 10 лет (плюс объем одной активной зоны реактора). Затраты на местное хранение были приняты равными 0.3 доллар/МВт(э) для ВРД; соответствующие затраты для ТРР были меньше с учетом меньшего объема хранимого топлива и пониженного уровня тепловыделения и радиоактивности для ТРР-топлива.

Считалось, что для транспортировки отработанного топлива от реакторной площадки к месту постоянного хранения или размещения будут использованы многоцелевые контейнеры (МЦК)¹⁵⁻¹⁷ со стоимостью 2.82 млн. долларов за комплект. Число требуемых МЦК определялось количеством перевозимого топлива и проектной загрузкой МЦК.

ОТНОСИТЕЛЬНАЯ СПОСОБНОСТЬ ТРР ПРОТИВОДЕЙСТВОВАТЬ ЯДЕРНОМУ РАСПРОСТРАНЕНИЮ И СРАВНЕНИЕ С ВРД

Радковский и др.¹⁸ провели относительно широкий анализ противодействия топливного цикла ТРР распространению ядерного оружия, рассматривая количество и изотопный состав плутония (и U-233) в отработанном топливе; кроме того, способность противодействия топливного цикла ТРР измерялась критической массой оружия, изготовленного из отработанного топлива, понижением мощности из-за преждевременного поджига и ухудшением качества из-за высокого внутреннего тепловыделения, а также вероятностью получить номинальную мощность или "хлопок". Все приведенные ниже цифры взяты из¹.

Критическая масса плутониевой бомбы составит 5.9 кг для плутония из запального материала ТРР, 6.5 кг для плутония из бланкетного материала ТРР, 5.5 кг для реакторного (ВРД) плутония и 4.3 кг для плутония оружейного качества.

Темпы производства плутония для ТРР с мощностью 1000 МВт(э) составят 36.6 кг/год в запале плюс 11.8 кг/год в бланкете. Сравните это с примерно 250 кг/год для ВРД.

Если интенсивность излучения нейтронов спонтанного деления принять равной единице для плутония оружейного качества, то для ВРД-плутония эта величина равна 7, для ТРР-плутония (запал) - 13, для ТРР-плутония (бланкет) - 22.

Если интенсивность внутреннего тепловыделения принять равной единице для плутония оружейного качества, то для ВРД-плутония эта величина составит 8.8, для ТРР-плутония (запал) - 24.2 и для ТРР-плутония (бланкет) - 47.5.

Изотопные составы плутония, получаемого в ТРР и ВРД, приведены в Табл.1.

Вероятности получения номинальной мощности взрыва и "хлопка" для плутония разного качества приведены в Табл.2. Результаты указывают, что хотя вероятность создания "приемлемого" оружия на основе ВРД-плутония мала, она значительно меньше для плутония от ТРР. Вообще говоря, приведенная выше информация не кажется неразумной.

В итоге, рассмотренные в этом анализе наиболее выдающиеся характеристики противодействия ТРР ядерному распространению по сравнению с обычным ВРД та-

ковы: (1) уменьшение количества плутония, существующего в отработанном топливе; (2) ухудшение оружейных возможностей этого плутония. Отработанное топливо TRP содержит по количеству примерно 20% плутония, имеющегося в отработанном топливе ВРД. Кроме того TRP-плутоний имеет гораздо более высокое содержание изотопов Pu-238, Pu-240 и Pu-242 и гораздо меньшее содержание Pu-239 и Pu-241. К тому же полученный из бланкетного тория U-233 "разводится" слегка обогащенным ураном, добавляемым в бланкет специально для этой цели (а также для увеличения уровня мощности в бланкете). Уран из бланкета содержит кроме того продукты распада U-232 с высоким уровнем гамма-излучения, что затрудняет производство оружия. В итоге с потенциальным оружейным материалом, получаемым в TRP, трудно обращаться и из него трудно делать оружие из-за наличия Pu-238 и U-232; к тому же у него значительно более низкая мощность взрыва из-за нейтронов от спонтанного деления Pu-240 и Pu-242.

Табл.1: Темпы производства плутония и соответствующие изотопные составы для TRP и ВРД (для сравнения приведен изотопный состав плутония оружейного качества).

Изотоп плутония	TRP (Th/U)	ВРД (U)	Pu (оружейное качество)
Pu-238	0.0784	0.010	0.00012
Pu-239	0.4445	0.590	0.938
Pu-240	0.2067	0.210	0.058
Pu-241	0.1530	0.140	0.0035
Pu-242	0.1171	0.050	0.00022
Всего	1.0000	1.000	1.000
239+241	0.5975	0.730	0.942
Полное производство плутония (кг на Гвт в год)	48.4	250	

Следует отметить следующее: обычно считается, что работающий в однократном режиме ВРД на урановом цикле обеспечит адекватное противодействие ядерному распространению. Далее, рассмотренный в этом анализе ВРД использует ежегодную перезагрузку топлива, полное время нахождения которого в реакторе составляет три года, а это совпадает с трехлетним циклом TRP. Это соответствует выгоранию топлива ВРД на уровне около 34 МВт.день/кг. Противодействие ВРД распространению прямо пропорционально уровню выгорания топлива и обратно пропорционально начальному обогащению топлива; изменение периода перезагрузки до 18-24 месяцев и уровня выгорания топлива до 40-50 МВт.день/кг только слегка увеличит относительное противодействие ядерному распространению.

Табл.2: Вероятность получения номинальной мощности и "хлопка" для плутония разного качества.

Вероятность	Номинальная	«Хлопок»
Плутоний оружейного качества	0.68	0.06
Плутоний из ВРД	0.07	0.36
Плутоний из TRP (запал)	0.006	0.55
Плутоний из TRP (бланкет)	0.0002	0.74

ОЦЕНКА ОТНОСИТЕЛЬНОЙ СТОИМОСТИ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ДЛЯ TRP И ВРД

Для сравнения затрат на топливный цикл TRP и ВРД были приняты приведенные в значения загрузок TRP-топлива и уровней его обогащения. Мощность обоих реакторов принималась равной 1ГВт(э) при ежегодной перезагрузке, когда все топливо заменялось за три года (для TRP это относится к запальному топливу, а срок за-

мены бланкетного топлива - 10 лет). Средняя удельная мощность в активной зоне принималась одинаковой для обоих реакторов, чтобы поставить их в одинаковое положение; поскольку средняя удельная мощность TRP составляет 106 кВт/л, размер активной зоны ВРД был подогнан так, чтобы соответствовать увеличению удельной мощности от 90 до 106 кВт/л. При этом эффективно сокращается номинальная загрузка ВРД ураном (с 95 тонн до 81 тонны). Считалось, что реакторы работают 300 дней в году и полное время их жизни составляет 30 лет. Цена естественного урана принималась равной 25 долларов/кг, а стоимость обогащения - 100 долларов/(кг SWU) при содержании U-235 в "хвостах" диффузионных разделительных заводов 0.20%.

Начальная загрузка бланкета TRP (на 10 лет) равна 36100 кг тория и 1600 кг урана с обогащением 12%. Начальная загрузка запального топлива составляет 2900 кг урана с обогащением около 20% плюс 2400 кг урана с обогащением 17%. Ежегодное пополнение запала равно примерно 3600 кг урана с обогащением около 20%.

Для ВРД начальная загрузка активной зоны состоит из 27000 кг урана с обогащением 1.5%, 27000 кг урана с обогащением 2.4% и 27000 кг урана с обогащением 3.3%. Ежегодное пополнение равно 27000 кг урана с обогащением 3.3%.

Начальная загрузка топливом для TRP потребует около 264 тонн добытой естественной руды (урана или тория), а для ВРД всего потребуется около 349 тонн естественного урана. Последующие ежегодные загрузки топлива для TRP потребуют добычи около 140 тонн естественного урана в год в течение следующих 9 лет. Полный топливный цикл TRP эффективно повторяется, начиная с 11-го и 21-го годов. В случае ВРД ежегодная перезагрузка потребует добычи около 164 тонн естественного урана в год. Количество SWU для обогащения топлива, чтобы обеспечить начальную загрузку TRP, составит около 378 тонн; соответствующее значение для ВРД - около 240 тонн. Для последующей ежегодного пополнения топливом активной зоны TRP потребуются около 165 тонн SWU/год, а для ВРД - около 130 тонн SWU.

Оценка стоимости производства топлива для бланкета TRP дает величину порядка 150 долларов на кг тяжелого металла (ТМ), а для ВРД-топлива - 130 долларов/кг; разница учитывает наличие газовой радиоактивной примеси от распада продуктов тория. Стоимость производства топлива для запала TRP неизвестна, но цена изготовления (путем вытягивания) металлических топливных стержней из урано-циркониевого сплава (в оболочке из циркониевого сплава), вероятно, составит 10-20% от цены топливных стержней из оксида урана для ВРД. Однако, средняя загрузка ураном запального топлива составит только около 16% от загрузки топливных стержней ВРД, так что цена стержня запального топлива в расчете на тонну урана будет лежать в диапазоне 0.6 - 1.2 по отношению к цене топливного стержня ВРД. В данном анализе за единицу принята величина в 130 долларов на кг урана.

В этом анализе рассмотрены полные затраты на следующие этапы: изготовление топлива; добыча естественного урана; обогащение (количество SWU); превращение U_3O_8 в гексафторид урана; превращение гексафторида урана в оксид урана; повышение качества оксида тория до реакторного уровня; хранение отработанного топлива на реакторной площадке и транспортировка отработанного топлива к месту постоянного хранения или размещения. Для первых трех этапов уже указаны удельные затраты. Потери при изготовлении оценивались в 0.2% произведенного продукта, половина которого возвращалась и использовалась заново, а другая половина нуждалась в замене. Цена преобразования U_3O_8 в гексафторид принималась равной 3 доллара/кг; дальнейшее преобразование в оксид урана оценивалось в 1 доллар/кг, а цена преобразования оксида тория в материал реакторного качества принята равной 1.5 доллара/кг. Затраты на хранение топлива на реакторной площадке и на перевоз отработанного топлива от реактора к месту хранения/размещения обсуждаются ниже.

Отработанное реакторное топливо хранится на реакторной площадке в течение 10 лет. Стоимость такого хранения отработанного ВРД-топлива оценивалось на основании значения 0.3 доллара/МВт(э). Кроме того, был оценен объем хранилища для отработанного ВРД-топлива согласно условию, что туда поступит все отработанное топливо за десятилетний период и необходим резерв для загрузки одной активной зоны. В результате потребовался объем хранилища, равный объему 4.6 активных зон; такое хранилище надо построить до начала операций на реакторе. С учетом снижения доходов от производства энергии (обратный коэффициент дисконта - 1.085) и при использовании исходной величины 0.3 доллара/МВт(э) расчет за 30 лет приводит к полной цене хранения ВРД-топлива на реакторной площадке после начала работы ВРД, равной 25.2 млн.долларов.

В случае ТРП существует необходимость помещать на хранение запальные элементы в течение первых десяти лет и все бланкетные элементы в конце десятилетия. Эффективное обогащение отработанного топлива составляет около 5% (примерно 1% в случае ВРД); в результате объем хранилища для запального топлива вдвое превышает по оценкам действительный объем запала. Через 10 лет в хранилище перемещается весь объем бланкетного топлива вместе с полностью отработанным запалом из активной зоны (это примерно 1/3 всего объема запала). В результате 2/3 объема запала из активной зоны можно хранить в бланкетных сборках без всяких штрафов, а это означает реально, что хранилище должно иметь объем, равный 8/3 объема запала из активной зоны плюс объем активной зоны реактора. Так как объем запала составляет 41% объема активной зоны, выше упомянутое требование соответствует объему хранилища, равному 1.093 объема активной зоны (без штрафа) плюс один объем активной зоны. Используя штраф порядка двойки за хранение запала, получим требование для всего хранения ТРП-топлива за десять лет — это 3.19 плюс 1, или 4.19 объемов активной зоны. При оценке фактора уменьшения затрат, связанного с меньшим объемом хранилища для ТРП, относительные объемы были возведены в степень 0.6, что привело к появлению множителя 0.95. Соответствующий множитель был использован также для учета меньшей теплоты загрузки и меньшего уровня радиоактивности отработанного ТРП-топлива.

При оценке последнего множителя использовалось приближение первого порядка для затухания тепловыделения и радиоактивности, предложенное в книге Гласстоуна и Сисонски¹⁹; в этом приближении затухание как тепловыделения от продуктов деления, так и их радиоактивности пропорционально выражению $(t - T_0)^{-0.2} - t^{-0.2}$, где $(t - T_0)$ - время охлаждения (в днях), T_0 - время облучения в реакторе (в днях), а t - сумма времени облучения и времени охлаждения (в днях). Приведенное выше выражение не принимает во внимание влияние актинов, но проведенные другими лицами оценки указывают, что учет только продуктов деления является достаточным в качестве первого приближения при сроках хранения отработанного топлива свыше десяти лет. Инглэнд²⁰ приводит расчеты затухания тепловыделения (от продуктов деления и актинов) для топлива от ВРД после трех лет облучения в виде функции от времени охлаждения (до 5.7 лет), а Радковский²¹ оценивает затухание выделения тепла от ТРП-топлива (с учетом продуктов деления и актиноидов) и ослабление радиоактивности такого топлива (с учетом продуктов деления и актиноидов) для времен охлаждения, начиная с момента прекращения облучения и до значений, значительно превышающих 10 лет. Результаты показывают, что продукты деления являются доминирующим источником тепла и радиоактивности, по крайней мере, в течение десяти лет хранения, хотя это не говорит о том, что затухание тепловыделения и затухание радиоактивности изменяются пропорционально друг другу при увеличении времени охлаждения и что эти величины должны обязательно удовлетворять уравнению Гласстоуна и Сисонски. Тем не менее, кажется достаточным в качестве первого приближения пользоваться уравнением Гласстоуна и Сисонски и это уравнение при-

меняется нами. Полученные результаты показывают, что тепловыделение и радиоактивность ТРП-топлива при хранении составляет около 72% от соответствующих значений для ВРД-топлива. Соответствующая доля была возведена в степень 0.4 для оценки соответствующего стоимостного множителя при подсчете затрат на хранение отработанного ТРП-топлива. Этот множитель оказался равным 0.88. Таким образом, оценки затрат на хранение отработанного ТРП-топлива приводят к величине 20.8 млн.долларов ($25.2 \times 0.95 \times 0.88$).

При оценке затрат на транспортировку отработанного топлива с реакторной площадки к месту хранения/размещения предполагалось использование многоцелевого контейнера (МЦК)^{22,23} для перевозки десятилетнего отработанного топлива. Цена использования контейнера принималась равной 2.82 млн. долларов, что включало в себя затраты на погрузку, перевоз и разгрузку. МЦК вмещает 21 топливную сборку ВРД, или 21 запально-бланкетную сборку ТРП; номинально он может вместить 51 сборку запального топлива, но из-за опасений возникновения критичности это количество уменьшено до 25 (у отработанного ТРП-топлива эффективное обогащение равно примерно 5%, а у обогащенного ВРД-топлива только около 1%). При сочетании с бланкетной сборкой запальные сборки уже не вызывают тревоги. На основе высказанного выше было оценено число требуемых МЦК в зависимости от времени, пока не будет перевезено все отработанное топливо к концу 41-го года после запуска реактора. Связанные с этим цены были дисконтированы для получения реальных затрат на перевоз отработанного топлива с реакторных площадок на место хранения/размещения. Число контейнеров, требуемых для перевозки и хранения ТРП-топлива, оказалось относительно низким, что дало ТРП значительное преимущество в этой категории затрат. (Следует отметить, что существует большая неопределенность относительно того, какие расходы будут покрыты современными выплатами американских ядерных компаний Министерству энергетики США - это 1 доллар за МВт-ч электроэнергии -, чтобы обеспечить долгосрочное распоряжение отработанным топливом. Согласно некоторым интерпретациям, приведенная выплата включает в себя вывоз отработанного топлива с реакторной площадки. Сделанное нами сравнение на "равных" условиях кажется "честным" для сравнения по каждому пункту; тем не менее, включение при этом расходов на перевозку, хранение и размещение отработанного топлива может показаться спорным.)

Основываясь на вышесказанном и полагая время жизни реактора равным 30 годам, а также проведя анализ денежных потоков с учетом текущих значений затрат и доходов, мы оценили полные расходы за 41 год для ТРП и ВРД (включая перевозку топлива в течение года вслед за десятилетним сроком хранения). Отдельные значения цен на топливо и полных дисконтированных затрат на топливный цикл приведены в Табл.3 для ТРП и в Табл.4 для ВРД. Обратный фактор дисконта затрат составил 1.085, что включало 6% на инфляцию и оставшиеся 2.5% на начальные расходы, страховку, лицензии и т.д. Дисконтированные доходы от произведенной электроэнергии составили 839.5 млн. долларов. Всего при равных условиях сравнения полные затраты на топливный цикл для ТРП оказались примерно на 4% ниже, чем для ВРД. Удельные расходы на топливный цикл составили 3.82 доллар/МВт-ч(э) для ТРП и 3.97 доллар/МВт-ч(э) для ВРД. Без учета затрат на перевозку отработанного топлива от реакторов к месту хранения/размещения затраты на топливный цикл для ТРП станут на 3% выше, чем для ВРД. Затраты на топливный цикл ТРП и ВРД были рассчитаны на основе разумных удельных расходов. В то же самое время имеются значительные неопределенности относительно ряда параметров. Разница между оцененными затратами на топливные циклы для ТРП и ВРД гораздо меньше неопределенности фактической стоимости топливного цикла.

КОММЕНТАРИИ ОТНОСИТЕЛЬНО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ УРАНОВОГО ЦИКЛА В ТРП

Использованию тория в ТРР уделяется особое внимание, так как значение η для U-233 относительно велико и поэтому ториевый цикл обеспечивает более высокую степень преобразования делящегося топлива, нежели урановый цикл. Однако, как указано в третьем разделе, обусловленная плутонием-239 и -241, а также самим урановым циклом, критическая масса относительно мала. Поскольку заметная часть нейтронов, поглощенных в области бланкета, рождается в запальной области, а сечение деления плутония относительно велико, равновесная мощность в бланкете может оказаться высокой, хотя даже степень преобразования топлива мала. В сущности, более высокая степень преобразования при ториевом цикле может быть с избытком скомпенсирована

меньшей критической массой для уранового цикла при условии значительного перетекания нейтронов из запальной топливной области в бланкетную область. В результате урановый цикл может иметь экономическое преимущество перед ториевым, особенно потому, что использование урана влечет за собой некоторое количество "свободного" U-235. При необходимости можно дополнительно добавить "выгораемый яд" для увеличения времени жизни, связанного с реактивностью. По-видимому, урановый цикл даст сходное с ТРР противодействие распространению, так как и бланкетное, и запальное топливо опять будут облучаться до высокой степени выгорания.

Табл.3: Затраты на топливный цикл для ТРР. В пп.А-I приведены недисконтированные затраты в млн.долларов, в п.К – полные дисконтированные затраты в млн.долларов.

Год	А	В	С	Д	Е	Ф	Г	Н	И	Ј	К
1	6.344	6.61	37.8	0.057	0.793	0.061	20.8		72.4653	1	72.4653
2	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004			20.9125	1.085	19.2742
3	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004			20.9125	1.1772	17.7643
4	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004			20.9125	1.2773	16.3726
5	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004			20.9125	1.3859	15.0899
6	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004			20.9125	1.5027	13.9078
7	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004			20.9125	1.6315	12.8182
8	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004			20.9125	1.7701	11.814
9	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004			20.9125	1.9206	10.8885
10	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004			20.9125	2.0839	10.0355
11	6.12	5.33	20.62	0.038	0.64	0.059		2.5098	35.3169	2.261	15.6202
12	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		2.5098	23.4223	2.4532	9.5478
13	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		2.5098	23.4223	2.6617	8.79981
14	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		2.5098	23.4223	2.8879	8.11042
15	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		2.5098	23.4223	3.1334	7.47505
16	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		2.5098	23.4223	3.3997	6.88944
17	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		2.5098	23.4223	3.6887	6.34972
18	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		2.5098	23.4223	4.0023	5.85227
19	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		0	20.9125	4.3425	4.81583
20	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		0	20.9125	4.7116	4.43856
21	6.12	5.33	20.62	0.038	0.64	0.059		21.883	54.6903	5.112	10.6983
22	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		2.5098	23.4223	5.5466	4.22285
23	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		2.5098	23.4223	6.018	3.89203
24	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		2.5098	23.4223	6.5296	3.58712
25	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		2.5098	23.4223	7.0846	3.3061
26	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		2.5098	23.4223	7.6868	3.0471
27	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		2.5098	23.4223	8.3401	2.80839
28	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		2.5098	23.4223	9.049	2.58838
29	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		0	20.9125	9.8182	2.12997
30	0.468	3.5	16.5	0.021	0.42	0.004		0	20.9125	10.653	1.96311
31								21.883	21.8832	11.558	1.8933
32								2.5098	2.5098	12.541	0.20013
33								2.5098	2.5098	13.607	0.18445
34								2.5098	2.5098	14.763	0.17
35								2.5098	2.5098	16.018	0.15669
36								2.5098	2.5098	17.38	0.14441
37								2.5098	2.5098	18.857	0.1331
38								2.5098	2.5098	20.46	0.12267
39								0	0	22.199	0
40								0	0	24.086	0
41								21.883	21.8832	26.133	0.83738
Всего	31.22	111.77	524.54	0.699	13.41	0.277	20.8	120.87	823.583		320.415

А – производство топлива;

В – добыча естественного урана;

С – обогащение урана;

Д – потери при производстве;

Е – преобразование UO₂ в гексафторид урана;

Ф – другие химические процессы (перевод гексафторида урана в оксид урана, повышение качества оксида тория);

Г – хранение топлива на реакторной площадке;

Н – перевозка отработанного топлива с реакторной площадки к месту хранения/размещения;

И – полные затраты

Ј – дисконтный коэффициент на конкретный год;

К – полные дисконтированные затраты.

Хотя не было проведено сравнение ториевого и урановых циклов в ТРР, такое сравнение кажется полезным для высокотемпературного реактора с газовым охлажде-

нием (ВТРГ), так как оба типа реакторов приводят к сходным уровням выгорания делящегося и сырьевого топлива. Наряду с экономическими особенностями топ-

ливных циклов это обсуждается в разделе "Ториевый и урановый топливные циклы". С экономической точки зрения, ВТРГ имеет тенденцию предпочитать ториевый цикл с повторным использованием топлива, но склоняется к урановому циклу при однократной загрузке топливом. И в том, и в другом случае степень выгорания топлива вели-

ка (около 100 МВт.день/кг). Однократная загрузка рассматривалась в приведенных ниже случаях. Возможно, что относительные результаты для двух топливных циклов не имеют отношения к ТРР.

Табл.4: Затраты на топливный цикл для ВРД. В пп.А-І приведены недисконтированные затраты в млн.долларов, в п.К – полные дисконтированные затраты в млн.долларов.

Год	А	В	С	Д	Е	F	G	Н	І	Ј	К
1	10.4	8.725	24	0.054	1.047	0.08	25.2		69.5055	1	69.5055
2	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027			21.1531	1.085	19.496
3	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027			21.1531	1.1772	17.9686
4	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027			21.1531	1.2773	16.5609
5	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027			21.1531	1.3859	15.2635
6	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027			21.1531	1.5027	14.0678
7	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027			21.1531	1.6315	12.9657
8	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027			21.1531	1.7701	11.95
9	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027			21.1531	1.9206	11.0138
10	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027			21.1531	2.0839	10.151
11	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	2.261	12.5861
12	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	2.4532	11.6001
13	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	2.6617	10.6913
14	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	2.8879	9.85374
15	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	3.1334	9.08179
16	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	3.3997	8.37072
17	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	3.6887	7.71458
18	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	4.0023	7.11021
19	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	4.3425	6.55319
20	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	4.7116	6.0398
21	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	5.112	5.56664
22	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	5.5466	5.13054
23	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	6.018	4.72861
24	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	6.5296	4.35817
25	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	7.0846	4.01674
26	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	7.6868	3.70207
27	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	8.3401	3.41204
28	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	9.049	3.14474
29	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	9.8182	2.89838
30	3.51	4.1	13	0.024	0.492	0.027		7.3038	28.4569	10.653	2.67132
31								7.3038	7.3038	11.558	0.63191
32								7.3038	7.3038	12.541	0.58241
33								7.3038	7.3038	13.607	0.53678
34								7.3038	7.3038	14.763	0.49473
35								7.3038	7.3038	16.018	0.45597
36								7.3038	7.3038	17.38	0.42025
37								7.3038	7.3038	18.857	0.38733
38								7.3038	7.3038	20.46	0.35698
39								7.3038	7.3038	22.199	0.32902
40								7.3038	7.3038	24.086	0.30324
41								21.883	21.8832	26.133	0.83738
Всего	112.19	127.63	401	0.753	15.31	0.863	25.2	241	923.943		333.509

А – производство топлива;

В – добыча естественного урана;

С – обогащение урана;

Д – потери при производстве;

Е – преобразование UO_2 в гексафторид урана;

F – другие химические процессы (перевод гексафторида урана в оксид урана, повышение качества оксида тория);

G – хранение топлива на реакторной площадке;

Н – перевозка отработанного топлива с реакторной площадки к месту хранения/размещения;

І – полные затраты

Ј – дисконтный коэффициент на конкретный год;

К – полные дисконтированные затраты.

В Табл.5 приведены для сравнения оцениваемые темпы получения плутония и соответствующий изотопный состав плутония в отработанном топливе для рассмотренных выше двух циклов ВТРГ²⁴ наряду с результатами для ТРР (а также для ВРД). Как видно, отработанные топлива от ВТРГ и ТРР содержат плутоний со сравнимым противодействием распространению, причем у ТРР, по-видимому, есть некоторое преимущество. При исследовании ВТРГ было найдено, что плутоний оказался более эффективным для сохранения малой критической массы, чем ожидалось поначалу. В частности, было

рассчитано количество выгораемых ядов, добавляемых в активные зоны реакторов при обоих циклах для получения среднего уровня выгорания порядка 100 МВт.день/кг. Как оказалось, при ториевом цикле выгорание топлива составило около 85 МВт.день/кг, а при урановом – около 115 МВт.день/кг; это подразумевает, что наработка U-233 в ториевом цикле оказалась менее эффективной, чем ожидалось, для сохранения критичности, а наработка плутония в урановом цикле оказалась более эффективной, нежели ожидалось поначалу. То же самое может иметь отношение к ТРР.

Табл.5: Темпы производства плутония и изотопный состав плутония в отработанном топливе при ториевом цикле для ВТРГ, урановом цикле для ВТРГ и ториевом цикле для ТРР (для сравнения включен урановый цикл для ВРД).

Изотоп	Доля изотопа в плутонии			
	ТРР(Th)	ВТРГ(Th)	ВТРГ(U)	ВРД(U)
Pu-238	0.0784	0.0605	0.0521	0.010
Pu-239	0.4445	0.4686	0.4386	0.590
Pu-240	0.2067	0.2217	0.2318	0.210
Pu-241	0.1530	0.1716	0.1792	0.140
Pu-242	0.1171	0.0776	0.0983	0.050
Всего	1.00	1.0000	1.0000	1.00
239+241	0.598	0.6402	0.6178	0.730
Полное пр-во плутония	48.4	65.2	72.3	250
Kr.ГВт/год				

ОПАСЕНИЯ С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ, ТЕХНОЛОГИИ И ЭКОНОМИКИ

Существуют три выявленные с точки зрения безопасности, технологии и экономики предмета для опасений: во-первых, практичность длительного облучения топлива в бланкетных стержнях; во-вторых, использование уран-циркониевого сплава, помещенного в оболочку из циркониевого сплава, для запального топлива; наконец, возможность осуществлять крупномасштабные перемещения топлива и удалять отработанные запалы из запально-бланкетных секций без воздействия на пригодность реактора для ТРР. Они рассмотрены ниже.

Бланкетное топливо ТРР состоит из стержней оксида тория и урана, помещенных в оболочку из циркониевого сплава; оно облучается в течение длительного времени (примерно 10 лет) и при высоком уровне выгорания (около 100 МВт.день/кг) в контакте с нагретой до высокой температуры водой, содержащей водород в малых количествах. Такие условия кажутся непрактичными из-за коррозии и гидратации оболочки. Эта проблема касается сплава, из которого изготовлена оболочка, и воды, но не топлива. Взаимодействие топлива с оболочкой само по себе было успешно рассмотрено при испытаниях реактора, когда топливо и оболочка подвергались большому выгоранию за относительно короткие промежутки времени. А.Р.Ольсен и др.²⁵ сообщили, что ториевое и урановое топливо хорошо ведут себя при уровнях выгорания до значений порядка 80 МВт.день/кг без появления значительных проблем. Однако, испытания топливных стержней в контакте с обычной водой оказываются не столь ободряющими: удовлетворительные характеристики были продемонстрированы только при облучении до 5-6 лет при уровнях выгорания 50-60 МВт.день/кг. Оболочка взаимодействует с горячей водой, которая содержит небольшие количества водорода, возникшего в результате радиолиза воды и реакций между водой и цирконием. После облучения в течение примерно 6 лет коррозии и гидратации имеют тенденцию вызывать повреждения в оболочке. Хотя работа над сплавами циркония и ниобия кажется обещающей, такие сплавы могут потребовать столько ниобия для облучения в течение 10 лет, что сечение поглощения нейтронов оболочкой оказывается чрезмерным. Для использования ТРР кажутся необходимыми разработка улучшенных сплавов, а также проведение солидных НИР и испытаний.

Запальное топливо ТРР содержит металлический сплав урана и циркония, помещенный в оболочку из циркониевого сплава. Это топливо достигает максимального выгорания свыше 150 МВт.день/кг в течение трехлетнего облучения. Кроме того, средняя удельная мощность в районе запала на 40% превышает значение усредненной удельной мощности в ВРД. Не так уж много информации доступно непосредственно о характеристиках этого топ-

лива в нормальных или чрезвычайных аварийных условиях, так что кажутся необходимыми значительные НИРы и испытания для уверенности в возможности облучения такого топлива в условиях ТРР без влияния на безопасность реактора. В уране происходит фазовые переходы и скачки объема при относительно низких температурах: переход от α -фазы к β -фазе наступает при 665 С, а от β -фазы к γ -фазе — при 775 С (он соответствует переходу от поверхностно-центрированного куба к объемно-центрированному со значительным изменением объема). Упомянутые фазовые переходы добавляют внутренние напряжения в запальное топливо. К тому же неясно, что происходит с относительно большими количествами газо-вых продуктов деления, которые образуются при высоких уровнях выгорания. Более того, большие количества находящегося в запале циркония могут повлиять на безопасность при серьезной аварии.

Дж.Х.Киттель и др.²⁶ изучали влияние облучения на уран-ториевые сплавы, причем некоторые сплавы подвергались облучению при температурах до 1000 С, а уровни выгорания топлива доходили до 10% делений на начальный атом металла (ДНАМ). Торий сам по себе не подвергался облучению с высоким уровнем выгорания. Скорость распухания топлива оставалась постоянной на уровне двухпроцентного увеличения объема на каждый процент ДНАМ при температурах до 500 С. При более высоких температурах наблюдались более высокие скорости распухания и существование сильной чувствительности к температуре. При 900 С скорость распухания составляла примерно 8% на каждый процент ДНАМ. Образцы с весовым содержанием урана, превышающим 25%, становились деформированными и покоробленными — такого не наблюдалось в образцах с весовым содержанием урана менее 20%. В общем, облучение топлива до более высоких уровней выгорания приводило к более значительному распуханию при температурах выше 520 С; это подразумевает, что именно выгорание приводит к повышению распухания при более высоких температурах. Хотя цирконий-урановые сплавы могут вести себя иначе, нежели торий-урановые сплавы, поведение металлического тория оказывается хорошим и эти результаты могут оказаться уместными.

Имеющиеся данные по уран-циркониевым сплавам очень ограничены и обычно они относятся к условиям, существующим в реакторах-бридерах на быстрых нейтронах с охлаждением жидким натрием. Уолтерс²⁷ сообщил, что добавка циркония к уран-плутониевому топливу приведет к появлению трехкомпонентного топлива с достаточно высокой температурой солидуса и хорошей совместимостью с оболочкой из нержавеющей стали — при этом был успешно достигнут уровень выгорания 6% ДНАМ. Но в бридерах между металлическим топливом и оболочкой находится натрий, а содержание циркония в металлическом топливе относительно мало.

Фрост и др.²⁸ сообщили, что в бридерах может находиться до 10% металлического циркония и что фазовые переходы приведут к значительным напряжениям внутри металла, особенно при переходе к γ -фазе. Кроме того похоже, что теплопроводность топлива типа уран-циркониевого сплава может меняться в процессе облучения.

В общем кажется необходимым значительный НИР, чтобы достаточно хорошо понять поведение запального ТРР-топлива при нормальных и аварийных условиях, особенно с учетом влияния на структурную устойчивость газообразных и иных продуктов деления, уровня выгорания топлива и структурных изменений в уран-циркониевом сплаве.

Наконец, нужно продемонстрировать, что крупномасштабное перемещение запально-бланкетных секций при перезагрузке топлива в сочетании с заменой отработанного запального топлива в ЗБС на свежий запал до проведения повторного перемещения не скажется отрицательно на пригодности реактора для ТРР. Уменьшение загрузки реактора прямо повлияет на цену производимой энергии.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Итак, похоже, что у ТРР имеются желательные особенности противодействия распространению и что ТРР обеспечивает новый путь для достижения высокого уровня выгорания сырьевого материала в легководных реакторах. Итоги утверждений авторов ТРР и заключений этого анализа подведены в Табл.6.

Табл.6: Сравнение утверждений (в т.ч. подразумеваемых) сторонников ТРР и результатов проведенного анализа.

Утверждение ТРР	Заключения обозревателя
Производство Pu составляет всего 20% от того, что дает ВРД.	Согласен, но и значения для ВРД вполне приемлемы (а).
Изотопный состав производимого Pu значительно беднее, чем для ВРД.	Согласен, но и состав в случае ВРД приемлем (а).
Высокое содержание $Pu-238$ и наличие $U-232$ в топливе усложняет изготовление оружия.	Согласен, но и ВРД с одноразовым урановым циклом приемлем (а).
Концепция ТРР может быть быстро применена к существующим ВРД.	Необходимы значительные НИР и демонстрации до того, как станет ясным, можно ли использовать эту концепцию безопасным и экономичным образом.
Сокращение объема отработанного ТРР-топлива (по сравнению с ВРД) уменьшает затраты на хранение вблизи реактора и на перевозку/расположение.	Согласен, но сокращения ниже, чем указано в статье по ТРР из-за опасений по поводу критичности отработанного топлива и поскольку большая часть экономии затрат происходит через много лет после ввода реактора в строй.
Стоимость топливного цикла ТРР на 20% ниже, чем у ВРД.	По оценкам, стоимость топливного цикла ТРР на 4% ниже, чем в случае ВРД, при прочих равных условиях.
Для успеха концепции ТРР важен ториевый цикл.	Урановый цикл кажется предпочтительным из-за более низкой цены топливного цикла и сохранении желательных особенностей противодействия распространению.
Бланкетное топливо можно с успехом облучать в ТРР-режиме.	Облучение бланкетного топлива в течение 10 лет в условиях близкого контакта с горячей водой, содержащей небольшие количества водорода, не кажется убедительным. Проблема относится к сплаву оболочки и воде, а не к топливу.
Запальное топливо можно с успехом облучать в ТРР-режиме.	Zr/U -сплав претерпевает фазовые переходы при относительно низких температурах, а поведение газообразных продуктов деления в условиях высокого уровня выгорания не известно достаточно хорошо. Требуется НИР, чтобы узнать поведение топлива в нормальных и аварийных условиях.
Крупномасштабное перемещение топлива в ТРР не является проблемой с точки зрения пригодности реактора.	Крупномасштабное повторное перемещение всех видов топлива при перезагрузке с независимым от бланкетного топлива размещением запального топлива для загрузки свежего запала должно быть продемонстрировано, чтобы узнать его влияние на пригодность реактора.
Примечания: а) Номинальный уровень выгорания 40-50 МВТ.день/кг только слегка увеличит противодействие РД распространению.	

ИТОГИ

Представлен анализ новой концепции проектирования реакторов, называемой ториевым реактором Радковского (ТРР). У концепции есть возможность использоваться в водяных реакторах под давлением (в США их называют сокращенно ВРД, в России - ВВЭР); в анализируемой статье упор делается на ториевый ВВЭР (ВВЭРТ). основополагающей особенностью служит использование модульного запально-бланкетного размещения. Основные конструктивные особенности реактора сходны с тем, что имеется у обычных ВРД, так что использование запально-бланкетной схемы может быть достаточно быстро внедрено в ВРД, если не существует проблем, связанных с безопасностью, техникой и экономичностью реактора.

Выдающиеся характеристики противодействия распространению, которые обеспечивает ТРР в сравнении с обычными ВРД, таковы: (1) уменьшение количества плутония в отработанном топливе и (2) ухудшение возможностей изготовления оружия из этого плутония. Отработанное ТРР-топливо содержит по количеству всего примерно 20% плутония, находящегося в отработанном ВРД-топливе. Кроме того в плутонии из ТРР гораздо более высокие уровни содержания $Pu-238$, $Pu-240$ и $Pu-242$ и гораздо меньшие уровни содержания $Pu-239$ и $Pu-241$. В то же самое время обычно считается, что работающие с однократным урановым циклом ВРД обеспечивают достаточное противодействие распространению. Возрастание облучения ВРД-топлива до уровней 40-50 МВТ.день/кг путем перехода к срокам 18-24 месяцев между перезагрузками только слегка поднимет противодействие распространению плутония из отработанного ВРД-топлива.

Было проведено беспристрастное сравнение стоимости топливных циклов ТРР и ВРД с использованием анализа потока дисконтированных денег при значении обратного дисконтного коэффициента 1.085. Цена естественного урана принималась равной 25 доллар/кг, а цена работ по обогащению - 100 доллар/(кг SWU). Разбирались конкретные детали затрат: производство, добыча естественного урана и тория, обогащение, потери при производстве топлива, химические превращения, хранение топлива на реакторной площадке и перевозка топлива в удаленное от реактора место для хранения или размещения. Отработанное топливо хранилось на реакторной площадке 10 лет, а затем оно переправлялось на место постоянного хранения или размещения. Итоги сравниваемых затрат и доходов приведены в Табл.7. В целом, при равных условиях полная стоимость топливного цикла ТРР оказалась примерно на 4% ниже, чем стоимость ВРД-цикла.

Главное внимание было уделено использованию тория (а не урана) в бланкете ТРР, поскольку у тория более высокая степень использования деления, а производимый плутоний обладает лучшим противодействием распространению. Но критическая масса плутония, связанного с урановым циклом, относительно мала. В результате, поскольку значительная доля нейтронов, поглощающихся в области бланкета, возникает в области запала, равновесная мощность в бланкете может быть высокой даже при низкой степени использования топлива. В целом, урановый цикл может обладать экономическим преимуществом по сравнению с ториевым потому, в частности, что при использовании урана появляется некоторое количество "свободного" $U-235$. Урановый цикл может обладать противодействием распространению, которое сходно с тем, что дает ТРР, поскольку как бланкетное, так и запальное топливо будут столь же сильно выгорать. Впрочем, противодействие распространению у плутония, содержащегося в отработанном топливе уранового цикла, окажется, по-видимому, слегка хуже, чем у плутония ториевого цикла.

Поскольку не проводилось сравнение ториевого и уранового топливных циклов в ТРР, кажется полезным сравнение этих циклов для высокотемпературного реактора с газовым охлаждением (ВТРГ). С экономической точки зрения, есть тенденция предпочитать для ВТРГ то-

риевый цикл с повторным использованием топлива, но при однократной загрузке топлива предпочтение отдается урановому. И в том, и в другом циклах топливо облучается до высокого уровня выгорания порядка 100 МВт.день/кг и содержит плутоний с высокой степенью противодействия распространению (сравнимой с тем, что обеспечивает ТРП). При расчетах ВТРГ обнаружено, что плутоний уранового цикла более эффективен, чем считалось заранее, для поддержания низкой критической массы. То же самое может оказаться верным для уранового цикла в ТРП.

Чтобы применение ТРП имело практическую ценность, стержни с сырьевым топливом в оболочке из циркониевого сплава следует облучать в течение очень длительного времени (порядка 10 лет) при высоком уровне выгорания (порядка 100 МВт.день/кг) в тесном контакте с горячей водой, содержащей водород в небольших количествах. Это кажется непрактичным из-за коррозии оболочки и ее гидрирования; похоже, что требуется провести дополнительный НИР по оболочкам с последующей демонстрацией, чтобы добиться желаемых условий. Кроме того, очень высокая степень выгорания запального металлического топлива и высокая удельная мощность в запальном топливе могут отрицательно сказаться на безопасности реактора, так что кажется необходимым дополнительный НИР для гарантирования приемлемых характеристик запального топлива. Наконец, надо продемонстрировать, что широкомасштабное перемещение запально-бланкетных секций (ЗБС) при перезагрузке топлива в сочетании с заменой отработанного запального топлива из ЗБС на свежее до перемещения ЗБС не повлияет отрицательно на пригодность реактора для ТРП.

В целом, похоже, что у ТРП есть желаемые нераспространительные особенности, а сам ТРП предлагает новый путь к достижению высокого уровня выгорания сырьевого топлива в легководных реакторах. Далее, при сравнении в одинаковых условиях стоимость топливного цикла ТРП оказалась слегка меньшей, чем у ВРД, но разница мала по сравнению с неопределенностью ценовых параметров. Если в концепции ТРП заменить торий на естественный уран, то стоимость топливного цикла может понизиться еще дальше при сохранении желательных нераспространительных особенностей. Впрочем, для уверенности в практичности всей концепции требуется добавочный НИР, чтобы получить требуемые характеристики бланкетного и запального топлива; надо также продемонстрировать практичность перемещения и замены топлива во время перезагрузки.

БЛАГОДАРНОСТИ

Выражается признательность следующим лицам, которые предоставили полезную информацию в указанных областях: Дж.Ж.Делен (Окридская национальная лаборатория - ОРНЛ; в отставке) по анализу топливного цикла и основным ценам; С.Людвиг (ОРНЛ) по хранению и размещению отработанного топлива; Т.Приим III (ОРНЛ) по топливному циклу ВРД; П.Л.Риттенхаус (ОРНЛ; в отставке) по оценкам ВРД и материалов; Л.Б.Шаппарт (ОРНЛ) по перевозкам и хранению топлива; Н.Шапиро (компания АБВ) по топливному циклу ВРД и оценкам материалов; Е.Тойхерт (Исследовательский центр в Юлихе, Германия) по физическому анализу и оценкам ВТРГ; К.А.Уильямс (ОРНЛ) по стоимости топливного цикла и хранения топлива.

ПРИМЕЧАНИЯ И ССЫЛКИ

1. А.Гальперин, Пол Райхерт и Элвин Радковский, "Ториевое топливо для легководных реакторов: уменьшение возможности ядерного топливного цикла способствовать распространению ядерного оружия", "Наука и всеобщая безопасность", т.6, выпуск 3, стр. 3-11, август 1997 г.
2. Babyak, W.J., L.B. Freeman, and H.F. Raab, Jr., "LWBR: A Successful Demonstration Completed", Nuclear News, (September 1988), pp.114-116.

3. Rosenthal, M.W. et al., "A Comparative Evaluation of Advanced Reactors", ORNL 3686 (January 1965), Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN.
4. Advanced Converter Task Force, "An Evaluation of Advanced Converter Reactors", WASH-1087, (April 1969), U.S. Atomic Energy Commission, Washington, D.C.
5. "The Use of Thorium in Nuclear Power Reactors", WASH-1097, (June 1969), U.S. Atomic Energy Commission, Washington, D.C.
6. Kasten, P.R., "The Role of Thorium in Power-Reactor Development", Atomic Energy Review, Vol.VIII, No.3, International Atomic Energy Agency, Vienna, (1970), pp.473-534.
7. Shapiro, N.L., J.R.Rec, R.A.Matzie, "Assessment of Thorium Fuel Cycles in Pressurized Water Reactors", Combustion Engineering Inc., Windsor, Connecticut, EPRI NP-359, (February 1977).
8. Kasten, P.R., F.J.Homan, et al., "Assessment of the Thorium Fuel Cycle in Power Reactors", ORNL/TM-5565, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, (January 1977).
9. См. [1].
10. Там же.
11. Там же.
12. Там же.
13. Там же.
14. Там же.
15. "Analysis of the Total System Life Cycle Cost of the Civilian Radioactive Waste Management Program", U.S. Department of Energy Office of Civilian Radioactive Waste Management, (September 1995).
16. Report DOE/RW-0445 "Multi-Purpose Canister System Evaluation" Civilian Radioactive Waste Management System, (September 1994).
17. Rozier, R. and J.M.McDonaghy, "High level radioactive waste management", Proceedings of Annual International Conference on High Level Radioactive Waste Management (April 30 - May 5, 1995), American Nuclear Society, Inc. Conference 9504179.
18. См. [1].
19. Glasstone, S. and A. Sesonske, "Nuclear Chemical Engineering", (McGraw-Hill Inc., New York, 1981).
20. England, T.R. and W.B. Wilson, "TMI-2 Decay Power: LASL Fission-Product and Actinide Decay Power Calculations for the President's Commission on the Accident at Three Mile Island", Report LA-8041-MS, Revised Informal Report, (March 1980).
21. Radkowsky, A., "Decay-Heat and Decay-Radioactivity Levels in RTR Spen Fuel as a Function of Cooling Time", сообщения для П.Кастена (август-сентябрь 1997 г.).
22. См. [1].
23. См. [15].
24. Kasten, P.R. to E. Teuchert, "450/350 MWt GT Prismatic Fueled Reactors: Plutonium Production Analyses", (January 11, 1994).
25. Olsen, A.R. et al., "Irradiation Behavior of Thorium-Uranium Alloys and Compounds", IAEA Technical Report Series No.52, "Utilization of Thorium in Power Reactors", (1966); доступно также в виде отчета ORNL/TM-1142, (June 1965).
26. Kittel, J.H. et al., "Effects of Irradiation on Thorium and Thorium Alloys", ANL-5674, (April 1, 1963).
27. Walters, L.C., "Metallic Fuel Development", US/USSR Special Meeting on Fast Reactor Core Components, Richland, WA, (September 8, 1987), (CONF-8709193-2); опубликовано также в Nuclear Reactors and Technology, DOE/NRT-88/3, (March 1988).
28. Frost, B.R.T., Volume Editor, Nuclear Materials; R.W. Cahn, P. Haasen, E.J. Kramer, Editors of Section on Material Science and Technology, "Fuel Behavior of Metallic Fast Reactor Fuels", (VCH Publishers, Inc., New York, N.Y., 1994), pp.18-25.