

ТОРИЕВОЕ ТОПЛИВО ДЛЯ ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ: УМЕНЬШЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА СПОСОБСТВОВАТЬ РАСПРОСТРАНЕНИЮ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ

Алекс Гальперин, Пол Райхерт и Элвин Радковский

Возможности топливного цикла легководных реакторов для распространения ядерного оружия могут быть значительно уменьшены при использовании в качестве сырьевого (fertile) ядерного топливатория. Главными проблемами при этом оказываются конструкции реактора и топливного цикла, которые препятствовали бы распространению ядерного оружия и были экономически реальными. Эта проблема решена в концепции ториевого реактора Радковского (ТРР), представленной в данной статье. Пока что концепция использована для российской конструкции водяного реактора под давлением с мощностью 1000 МВт (эл), называемого ВВЭР-1000; мы используем обозначение ВВЭРТ для нашей схемы. Основные результаты стандартного предварительного рассмотрения таковы:

- Количество плутония, содержащегося в отработанном топливе ТРР, уменьшается на 80% по сравнению с ВВЭР современной конструкции.
- Изотопный состав плутония в ТРР сильно увеличивает вероятность досрочной детонации и пониженной мощности при ядерном взрыве.
- Исключительно высокое содержание Pu-238 приводит, соответственно, к большому тепловыделению, что усложнит изготовление взрывного устройства из ТРР-плутония.
- Уменьшаются экономические стимулы к переработке и повторному использованию делящихся материалов из отработанного топлива от ТРР. Экономически оптимальным оказывается одноразовый цикл.
- Подытожим все сказанное: замена стандартного (основанного на уране) топлива для ядерных реакторов нынешнего поколения на ТРР-топливо обеспечит значительное препятствие распространению ядерного оружия. Этот барьер в сочетании с современными мерами и процедурами гарантий адекватен недвусмысленному отделению гражданской ядерной энергии от военной ядерной энергетики.
- Концепция ТРР применяется к современным атомным электрическим станциям, чтобы убедиться в ее экономической осуществимости.
- Уменьшение требований к удалению радиоактивных отходов, а также сокращение расходов на природный уран и изготовление топлива (по сравнению со стандартным ВВЭР-топливом) приводят к уменьшению затрат на топливный цикл примерно на 20%.

А.Гальперин - профессор инженерного факультета университета имени Бен-Гуриона в Негеве, Бир-Шева, Израиль; П.Райхерт - старший инженер-консультант, компания "Райтеон Инжиниирс энд Конст-ракторс", Филадельфия, Пенсильвания, США; Э.Радковский - профессор отделения междисциплинарных исследований Тель-Авивского университета, Тель Авив, Израиль.

ОСНОВНЫЕ СВЕДЕНИЯ

На ядерных электростанциях энергия производится при "сжигании" ядерного топлива. Ядерное топливо представляет из себя сложный инженерный продукт, который является предметом обширных научно-исследовательских работ. Особая дисциплина в области ядерной инженерии - управление ядерным топливом, посвящена анализу деятельности по топливному циклу.

На рис.1 указаны те этапы топливного цикла, которые типичны для станций на легководных реакторах (ЛВР) современной технологии. Имеющийся в природе естественный уран (U) добывается и обрабатывается для получения концентрата U_3O_8 (желтый кек). На следующем этапе этот концентрат преобразуется в газовую форму и обогащается ураном-235 до того уровня, который задается конструкцией реактора и рабочими условиями. Обогащенный уран затем восстанавливается до диоксида урана UO_2 , который в виде порошка используется впоследствии для создания топливных элементов и, в конечном счете, топливных сборок.

Топливные сборки загружаются в активную зону реактора и "сгорают" в течение периода производства энергии. Схема загрузки топливных сборок и стратегия перестановки тепловыделяющих элементов составляют подраздел управления ядерным топливом - управление топливом в активной зоне. Все этапы, предшествующие загрузке в активную зону реактора, называются началом топливного цикла.

Ядерное топливо изготавливается из урана или тория (Th), которые существуют в природе. В естественном уране имеются делящийся компонент U-235 и сырьевой компонент U-238. В естественном тории имеется только один сырьевой изотоп Th-232. Поэтому обогащенный изотопом U-235 уран является стандартным топливом

для ЛВР современной технологии. При превращениях сырьевых изотопов образуются другие делящиеся изотопы - Pu-239 и Pu-241 (урановая цепочка) и U-233 (ториевая цепочка). Эти изотопы играют важную роль в процессе выделения энергии деления во время сгорания топлива - они образуются и сгорают прямо на месте, давая наибольший вклад в энерговыделение ядерного топлива.

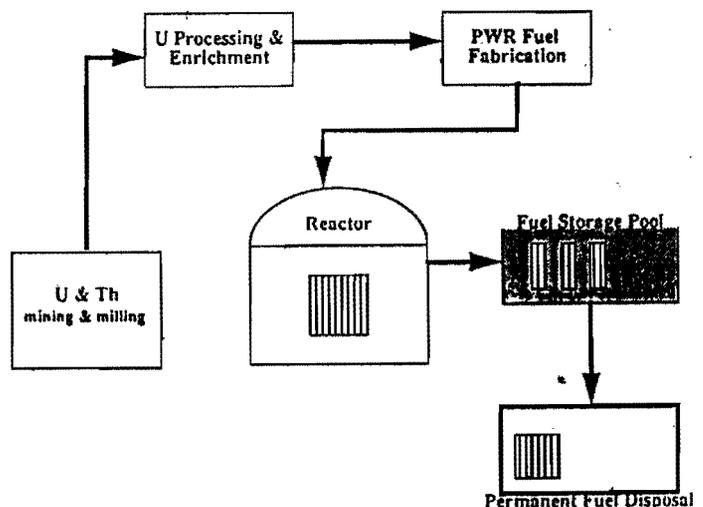


Рис.1: Этапы топливного цикла для ЛВР (без переработки топлива): добыча и дробление руды урана и тория; обработка и обогащение урана; производство топлива для ЛВР; реактор; бассейн для хранения топлива; постоянное размещение топлива.

После удаления из реактора отработанное топливо сначала хранится в водных бассейнах вблизи реактора. Каркасы сборки с отработанным топливом помещаются под воду в здании топливного хранилища, примыкающего к зданию реактора. Эти каркасы удерживают сборки и поддерживают необходимое расстояние между ними для обеспечения контроля над критичностью и удаления выделяющегося тепла. Короткоживущие радиоактивные изотопы распадаются в течение первых нескольких месяцев (или нескольких лет), что приводит к значительному уменьшению радиоактивности отработанного топлива и тепловыделения. Наконец, когда бассейны для хранения переполняются, сборки с отработанным топливом обычно увозятся и помещаются в помещение для длительного (или постоянного) хранения. Все этапы, следующие за выгрузкой топлива из активной зоны реактора, называются концом топливного цикла.

Следует отметить, что делящиеся изотопы, образованные в ядерном топливе во время производства энергии, могут быть отделены химическими методами от выгруженного ядерного топлива на одном из конечных этапов. Делящийся материал, отделенный от выгоревшего ядерного топлива, может быть добавлен к свежему топливу и повторно помещен в активную зону реактора. Ясно, что такой путь переработки отработанного ядерного топлива обеспечивает максимальную эффективность использования топлива.

Тем не менее, вариант с переработкой отработанного топлива не практикуется в большинстве стран, использующих ядерную энергию. Это связано с экономикой и с опасениями о потенциале плутония (Pu), выделенного из отработанного топлива, способствовать распространению ядерного оружия. Хотя такой плутоний не будет идеальным оружейным материалом, его можно потенциально направить на использование для оружия. Такая возможность распространения ядерного оружейного материала на основе побочного продукта топливного цикла атомных электростанций объясняет во многом тревогу общественности и может оказаться одним из наиболее крупных препятствий на пути распространения ядерной энергетики по всему миру.

Чтобы ядерная энергия могла быть воспринята в качестве основного источника энергии в следующем веке, она должна базироваться на ядерном цикле, который сильно устойчив по отношению к распространению. "Нераспространительная" природа материала ядерного топливного цикла должна быть поддержана не только комбинацией административных мер и гарантий, но прежде всего отсутствием получения любых материалов с такими свойствами и в таких количествах, при которых их можно было бы использовать для ядерного оружия.

Обширная программа по оценке "нераспространительных" альтернативных систем пришла в 1980 г. к выводу, что ни одна из существующих или предлагаемых схем топливного цикла не защищена от возможности распространения. В связи с тем, что основной потенциал распространения связан с плутонием, образующимся при преобразовании $U-238$, торий представляет из себя естественный альтернативный сырьевой материал.

† ТОРИЙ КАК ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО

На ранней стадии развития ядерной технологии отмечалось, что $U-233$ представляет собой превосходный делящийся материал, образующий больше нейтронов при поглощении теплового нейтрона, чем все остальные делящиеся изотопы. Эта особенность и тот факт, что тория в природных рудах содержится больше, чем урана, побудили многочисленные попытки сконструировать и реализовать ядерный реактор с ториевым топливом. Было предложено и изучено несколько конструктивных решений, например, запуск ториевого цикла обогащенным ураном, постоянное добавление урана в качестве делящегося компонента для дополнения к образующемуся самостоятельно $U-233$, переработка и повторное использование $U-233$, добавление плутония для усиления роли $U-233$.

Улучшение использования естественного урана при

добавлении тория можно было получить только при условии образования делящегося изотопа $U-233$, отделения его и повторного использования в замкнутом топливном цикле. Этот подход, принятый для легководного реактора-размножителя (ЛВРР), нарушал требования о нераспространении.

После облучения в тории резко возрастает концентрация $U-233$, а значение коэффициента размножения нейтронов k поддерживается на более высоком уровне, чем для плутония, находящегося в урановой решетке. Из-за очень высокого сечения деления плутония уран быстро наращивает плутоний, но величина k насыщается и падает гораздо скорее, чем для случая $U-233$ в тории. Это различие проистекает из того факта, что равновесная концентрация плутония мала из-за его высокого сечения деления и большого отношения ϕ сечения захвата к сечению деления. Для тепловых нейтронов ϕ ($U-233$) = 0.102, а ϕ ($Pu-239$) = 0.339¹.

Таким образом, эффективное использование тория в однократном цикле наталкивается на проблему "нейтронной экономики": процесс накопления $U-233$ оказывается совсем медленным (по сравнению с накоплением плутония в урановой цепочке) и достигает насыщения при степени выгорания около 40 ГВт-день/т. Во время долгого накопления подкритичная ториевая часть топлива требует непрерывного "вложения" нейтронов, образованных при распаде $U-233$, то-есть крупных начальных вложений в уран. Чтобы "вернуть" эти вложения в виде улучшения использования топлива, воспользовавшись более высокими качествами $U-233$, топливу на ториевой основе следовало бы выгорать еще больше, по крайней мере, до уровня 70-80 ГВт-день/т, что соответствует работе в течение 8-9 полных лет.

Итак, главный вызов эффективному использованию тория в ЛВРХ сводится к проблеме достижения очень большой степени суммарного выгорания тория в однократном топливном цикле.

Следует заметить, что аналогично плутонию, образованному при превращении сырьевого изотопа $U-238$, другой делящийся изотоп $U-233$ образуется при превращении $Th-232$. В то время, как чистый $U-233$ сам по себе оказывается эффективным делящимся материалом и поэтому обладает опасностью быть использованным несанкционированным образом, этот риск можно легко нейтрализовать путем добавления относительно малого количества естественного урана. Дополнительные делящиеся изотопы урана, образуемые в цепочке превращения тория, например, $U-232$, $U-234$ и $U-236$, представляют собой крупные естественные барьеры на пути к побочному использованию $U-233$.

РЕШЕНИЕ РАДКОВСКОГО ДЛЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ТОРИЕВОГО РЕАКТОРА (TRP)

Концепция TRP, предложенная профессором А. Радковским, предлагает решение проблемы использования тория. Основная идея в том, чтобы использовать гетерогенную топливную сборку, содержащую запальную сборку и зону воспроизводства ("бланкет"). Ториевая часть топливной сборки отделена от урановой части. Такое разделение позволяет иметь разные схемы управления топливом для ториевой части топлива (подкритичный бланкет) и для "ведущей" части активной зоны (сверхкритичный запал). Целью конструкции бланкета является эффективная генерация и деление на месте изотопа $U-233$, а целью конструкции запала является подпитка нейтронами бланкета наиболее экономичным образом, то-есть при минимальном вложении естественного урана.

Геометрия сборки запал-бланкет (СЗБ) обеспечивает необходимую гибкость для удовлетворения важных ограничений на проект: полная совместимость с существующими электростанциями на реакторах с водой под давлением (РВД). Кроме того, гетерогенность СЗБ-конструкции позволяет получить необходимую (и отдельную) оптимизацию решеток запала и воспроизведения.

В принципе, активную зону TRP можно вставить во все легководные реакторы и водяные реакторы под дав-

лением, но главные усилия при конструировании были направлены вначале на реакторы с водой под давлением. Рассматриваются два варианта конструкции РВД: шестиугольная геометрия (российский ВВЭР) и квадратная геометрия (западный РВД).

Замена стандартного (уранового) топлива на TRP-топливо может быть оправдана следующими преимуществами:

- значительное уменьшение или (если возможно) устранение распространительного потенциала топливного цикла;
- уменьшение требований к хранению/удалению отработавшего топлива;
- экономия затрат на топливный цикл.

Конструктивные ограничения предписываются большей частью соображениями технической и экономической осуществимости. Эти ограничения накладываются, чтобы поддержать экономическое оправдание научно-исследовательской деятельности, требуемой для конструирования, проверки, лицензирования и реализации TRP-топлива в течение относительно короткого времени. Конструктивные ограничения суммируются ниже:

1. TRP-концепция должна быть реализована как новая конструкция топлива и поэтому должна быть полностью совместимой с имеющимися энергетическими станциями. Можно допустить только небольшие изменения в оборудовании станции, непосредственно связанные с новым внутренним размещением топливной сборки.
2. Будут сохранены все операционные параметры и параметры обеспечения безопасности существующих энергоустановок.
3. Конструкция топлива будет основана главным образом на существующей (но не обязательно коммерческой) топливной технологии. Максимально допустимое обогащение свежего топлива будет сохраняться ниже 20% (по содержанию U-235).

Расчетное конструирование активной зоны TRP и топливного цикла были выполнены с учетом обсужденных ранее задач и ограничений. Ниже приведены детальный вариант TRP для ВВЭР (ВВЭРТ), а также рабочие характеристики, связанные с задачами и ограничениями проекта.

ПРОЕКТ ВВЭРТ

Проект ВВЭРТ состоит в перезагрузке TRP-топлива в стандартную активную зону ВВЭР-1000 (буква "Т" означает торий)². Активная зона ВВЭРТ идентична существующей активной зоне ВВЭР-1000 с 163 шестиугольными топливными сборками и выходной мощностью 3000 Мвт (тепл). Средняя плотность энерговыделения (106 кВт/л) несколько выше, чем в аналогичной активной зоне РВД западной конструкции. На рис.2 показаны схемы активной зоны ВВЭРТ, шестиугольной СЗБ и квадратной СЗБ (для варианта РВДТ).

Топливная сборка СЗБ для ВВЭРТ состоит из двух объемных зон: внутренней (запал) и наружной (бланкет). Проектная задача для такого расположения состоит в максимизации энерговыделения в зоне бланкета. Объем запальной зоны и, следовательно, ее доля мощности минимизируются в соответствии с двумя ограничениями: (1) полное количество урана, загружаемое в запал в каждом цикле, должно поддерживать подкритичный бланкет в течение заданного интервала между перезагрузками; (2) полная поверхность запального топлива должна соответствовать условиям поддержания требуемой температуры и величины теплового потока. Топливо для запала было выбрано в виде стержней из сплава уран/цирконий, что совместимо с возможностями топливной технологии на соответствующих предприятиях Российской Федерации³. Размер запального стержня и геометрия элементарной ячейки были выбраны с учетом упомянутых выше нейтронных и тепловых аспектов.

Рассмотренное в данном проекте топливо для бланкета - это оксид тория с добавкой оксида урана. Уран добавлен в бланкетное топливо по двум основным причинам: (1) поскольку в естественном тории нет деля-

щегося компонента, требуется обогащенный уран для обеспечения разумной плотности энерговыделения в бланкете в течение начального периода наработки U-233; (2) добавка U-238 гарантирует, что накопленный и извлеченный вместе с бланкетным топливом U-233 окажется достаточно разведенным, чтобы не иметь потенциала быть использованным непредусмотренным образом.

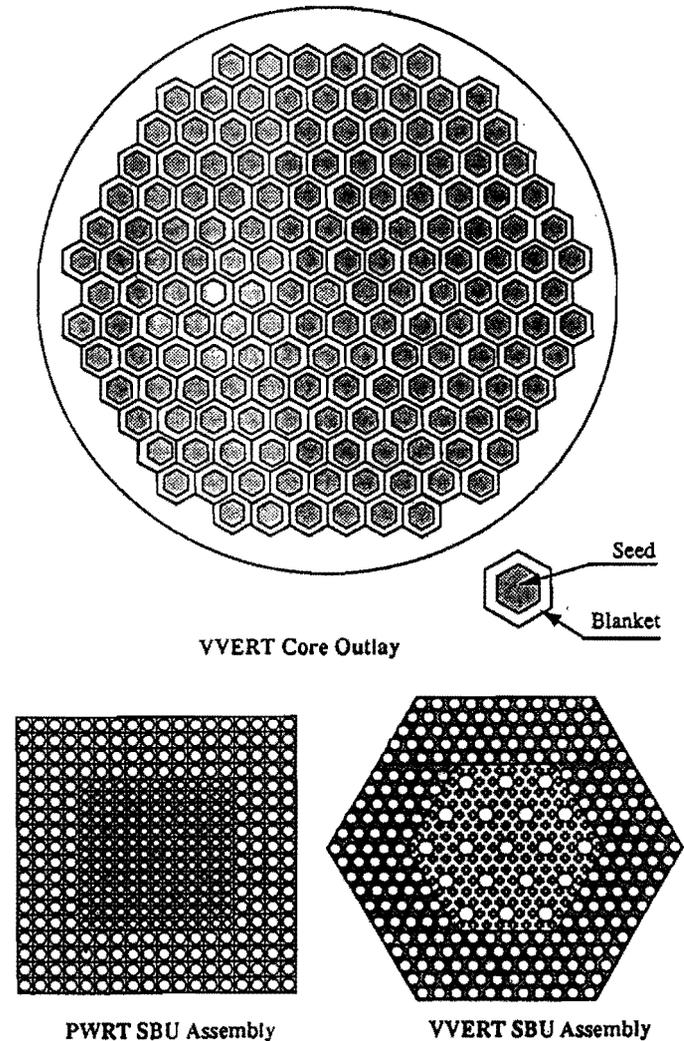


Рис.2: Схема активной зоны ВВЭРТ и геометрия СЗБ. Приведена схема элементарной ячейки СЗБ (SBU), где выделены запал (Seed) и бланкет (Blanket). Ниже показаны сборки СЗБ для РВД (слева) и ВВЭРТ (справа).

УПРАВЛЕНИЕ ТОПЛИВОМ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ

Одна из новых особенностей концепции TRP состоит в его схеме управления топливом в активной зоне. Стандартное управление топливом в виде многократных идентичных загрузок РВД заменено на более сложную схему, основой которой служат два потока топлива: для запала и для бланкета.

В основном, с топливом для запала обращаются так же, как и на стандартных сборках для РВД, то-есть примерно одна треть запальных элементов заменяется ежегодно на "свежее" топливо, а оставшиеся две трети запальных элементов (частично обедненных) переставляются. Каждый запальный элемент загружается в "пустой" бланкет, образуя топливо нового типа. Эти свежие сборки перемешиваются с частично обедненными СЗБ-сборками для создания перезагруженной конфигурации

следующего цикла. Следует отметить, что основное различие между ВВЭРТ-топливом и стандартным ВВЭР (РВД)-топливом связано с введением тория в поток материалов внутри-топливного цикла. Торий загружается в бланкетную часть СЗБ. В целях экономии топлива время нахождения ториевого бланкета в активной зоне достаточно велико (около 10 лет), а урановая часть СЗБ (запал) заменяется ежегодно (или через 18 месяцев) аналогично стандартной практике управления топливом на РВД. Длительное время нахождения бланкета в активной зоне требуется для достижения очень высокого суммарного выгорания ториевой части топлива порядка 100 ГВт-д/т (или в среднем по 10 ГВт-д/т в каждом ежегодном цикле).

Оптимизация параметров запальной и бланкетной решеток была направлена на эффективное производство и сгорание в бланкете U-233. Эта оптимизация привела к значащим соотношения объемов замедлителя и топлива (V_m/V_f) 3.2 и 1.9 в зонах запала и бланкета, соответственно. Относительно высокая величина параметра V_m/V_f в запале была выбрана для того, чтобы уменьшить надтепловое поглощение нейтронов в U-238 и, следовательно, темпы наработки изотопов плутония. Значение параметра V_m/V_f в бланкете было выбрано для одновременной оптимизации двух процессов: наработки U-233 (низкое значение V_m/V_f) и эффективного деления U-233 (высокое значение V_m/V_f). Было обнаружено, что полученное значение 1.9 почти совпадает с соответствующей величиной для стандартной решетки в активной зоне РВД.

Управление топливом в активной зоне, принятое для ВВЭРТ, основано на схеме трехкратной квази-перезагрузки. Одна треть всех запальных субборок замещается ежегодно свежим топливом, а остальные две трети остаются в соответствующих бланкетных субборках и переставляются как сборки с частично обедненным топливом. Таким образом, запальная субборка находится в активной зоне три года. Бланкетные субборки сгорают в течение десяти лет, а свежее запальное топливо помещается в них каждые три года. Схема была создана при рассмотрении перезагрузки топливныхборок тремя порциями: свежей (F), выгоревшей однажды (O) и выгоревшей дважды (T). "Равновесная" картина перезагрузки, показанная на рис.3А, изображает типичную конфигурацию с малой утечкой, повторяющуюся через каждые десять запальных циклов. Для одной шестой активной зоны ВВЭР, показанной на рис.3А, на периферию (у границы отражателя) не загружаются свежие сборки. Большинство мест на периферии занято однократно выгоревшим топливом. Сборки свежего топлива размещаются по активной зоне почти в шахматном порядке. Распределение плотности энерговыделения в активной зоне приведено на рис.3В - это типичная карта распределения мощности в активной зоне РВД. Изменения удельного энерговыделения в начале цикла и в конце цикла также типичны для активной зоны РВД. Надо отметить, что помещение свежего топлива во внутреннюю часть активной зоны требует использования сгораемых нейтронов "ядов" для компенсации локальных пиков энерговыделения. Использование сгораемых ядов является составной частью контроля за реактивностью; оно будет обсуждаться в следующем разделе. Усредненные по сборкам пиковые значения мощности, показанные на рис.3, попадают в диапазоны, типичные для активной зоны РВД.

СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ РЕАКТИВНОСТЬЮ

Система управления реактивностью активной зоны ТРР основана на сгораемых ядах и системе управляющих стержней без использования метода борных растворов. Отказ от борной системы оказался необходимым из-за условий разделения мощности между запальной и бланкетной частями активной зоны. В конструкции ТРР бланкетная доля мощности максимизирована, чтобы получить максимальный энерговыход от бланкета - ториевого компонента топлива. Поскольку доля энерговыхода от бланкета пропорциональна величине $1/(1-k_b)$, где k_b - коэффициент размножения нейтронов в бланкете, ста-

новится очевидным, что механизм управления реактивностью надо сконструировать так, чтобы только запальная зона СЗБ оказалась отравленной и поэтому осталась неизменной величина k_b^4 .

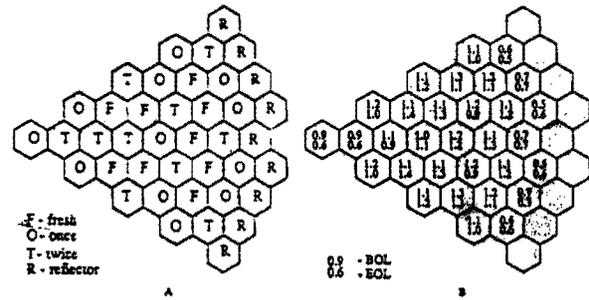


Рис.3: Схема перезагрузки ВВЭРТ (А) и распределение мощности (В). Для рис.3А: F - свежее топливо, O - однажды выгоревшее, T - дважды выгоревшее, R - отражатель. Для рис.3В: верхняя цифра соответствует началу цикла, нижняя - концу.

Это соображение исключает использование системы растворимых ядов для активной зоны ТРР и оставляет только методы сгораемых ядов и управляющих стержней для контроля за реактивностью. Такая комбинация не оказывается необычной - она использовалась в реакторах с кипящей водой. Стержни со сгораемыми ядами широко используются в конструкции ВВЭРТ для компенсации основной части избыточной реактивности, связанной с выгоранием⁵. Использовались два типа сгораемых ядов: поглотители компании "Вестингауз" (WABA) и топливные стержни, загруженные гадолинием (Gd). Предшественники стандартной РВД-технологии - поглотители WABA, вводились для компенсации длительной избыточной реактивности, связанной с выгоранием (от начала цикла примерно до 2/3 его длительности), а стержни с гадолинием вводились для компенсации избыточной реактивности в первые 30-50 дней периода выгорания топлива. Полученные графики типичной избыточной реактивности для пятого и шестого циклов приведены на рис.4а и 4б, соответственно. Две почти идентичные кривые демонстрируют, что требование к управлению реактивностью совпадает для всех циклов и что полный сдвиг реактивности от выгорания составляет около 5%. Это значение примерно в два раза ниже типичных величин для РВД.

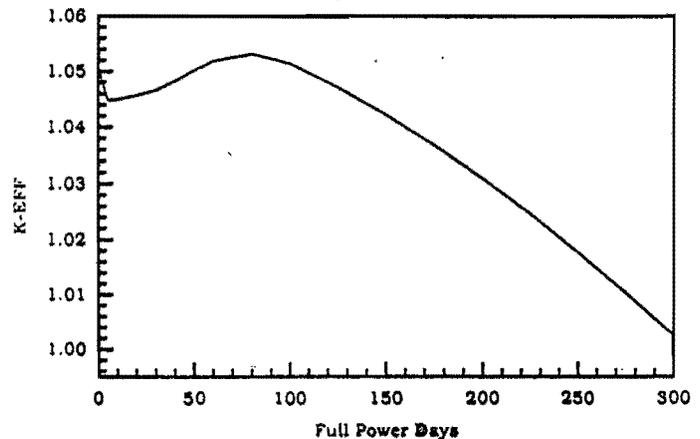


Рис.4а: Критичность активной зоны во время пятого цикла. По оси абсцисс отложено время работы при полной мощности (дни).

Компоненты растворимых систем будут использоваться только для операций по перезагрузке топлива (когда полость реактора заполняется водным раствором бо-

ра) и, возможно, для компенсации реактивности при быстром нагреве, а также для аварийной остановки реактора. Все остальные функции управления будут выполняться контрольными стержнями.

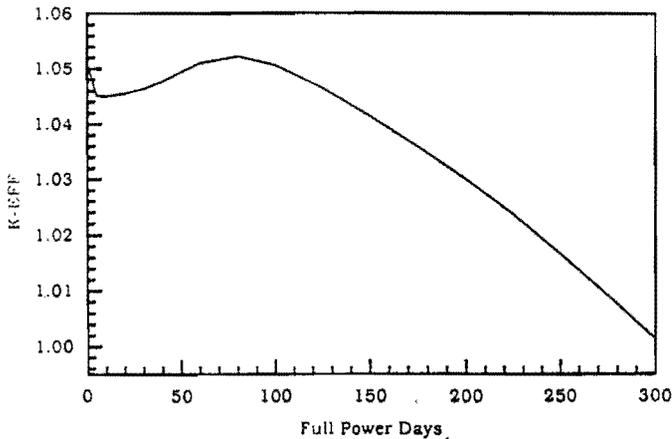


Рис.4б: Критичность активной зоны во время шестого цикла. По оси абсцисс отложено время работы при полной мощности (дни).

ПОТОК МАТЕРИАЛОВ ПРИ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ

Анализ поведения активной зоны и характеристик топливного цикла включает в себя полное трехмерное моделирование активной зоны реактора и ядерного топлива в течение цикла производства энергии и последующей разгрузки топлива. Вычисляются выгорание топлива и соответствующее изменение состава материала топлива; эти расчеты служат основой для анализа конца топливного цикла.

Табл.1: Условия начала топливного цикла.

Цикл	Вес U кг	Доля U-235	Прир. U, кг	SWU ^a кг	Кол. стерж.
1	2894	20	112103	244454	33274
1	2411	17	79264	92142	33252
1	1595	12	36858	41151	-
1	6900		228224	377748	65526
2	3299	20	127844	150937	10890
3	3616	20	140127	165438	10692
4	3616	20	140127	165438	10692
5	3616	20	140114	165422	10890
6	3616	20	140127	165438	10692
7	3616	20	140127	165438	10692
8	3781	20	146529	172996	10890
9	3736	20	144799	170954	10692
10	3736	20	144799	170954	10692

^a Считается, что обогащение отходов равно 0.2%.

Вес перезагружаемого топлива для каждого из десяти запальных циклов (соответствующих времени жизни одного бланкета) был подогнан так, чтобы гарантировать годовой перезагрузочный период, или 300 дней работы на полной мощности, если принять коэффициент использования равным 0.82. Необходимые условия в начале топливного цикла, следующие из веса топлива и конструкции активной зоны, подведены в табл.1. Можно отметить, что загрузка при первом цикле была разделена на три группы с разным обогащением, чтобы добиться разумного распределения мощности в начальной активной зоне и послужить переходом к равновесной схеме управления топливом с тремя порциями загрузки.

Из данных табл.1 можно сделать вывод о сокращении затрат примерно на 20%. Количество естественного урана на цикл составляет около 140 т (а стандартный РВД потребляет 170 т), число изготовленных топливных стержней равно 11000 (а ежегодная перезагрузка РВД требует 15000 стержней). Стоимость производства топливного стержня из металлического сплава (TRP-топливо для запала) на основе процесса вытягивания значительно ниже, чем стоимость РВД-стержня из оксида. Эти

три компонента в начале цикла, а также экономия расходов по хранению отработанного топлива в конце цикла приводят к сокращению на 20-25% полной стоимости топливного цикла. Эта оценка подтверждается детальными расчетами затрат на топливный цикл⁸.

Основой анализа конца цикла служат количество (вес) и состав топлива, выгружаемого из активной зоны. Это топливо выгружается, хранится и в конце концов располагается в помещении для постоянного хранения. Содержание в нем делящихся материалов (особенно количество и состав плутония) определяет распространительный потенциал топливного цикла. Изотопный состав запасов отработанного топлива определяет уровни его радиоактивности и тепловыделения, а также общую токсичность отработанного топлива как функцию времени. Конечные данные о весе ежегодной выгрузке отработанного топлива и содержании в нем делящихся материалов приведены в табл.2.

Табл.2: Запасы выгруженного топлива и содержание делящихся веществ.

Цикл	Запал	Бланкет	Вес U, кг	U-235 кг	U-233 кг	Pu кг
1	1595	-	1445	49.6	-	12.9
2	2411	-	2072	87.0	-	24.1
3	2894	-	2385	92.4	-	31.8
4	3299	-	2732	119.9	-	38.1
5	3616	-	3003	140.6	-	42.5
6	3616	-	3018	152.8	-	42.5
7	3616	-	3089	156.6	-	43.3
8	3616	-	3021	155.6	-	43.0
9	3616	-	3023	157.9	-	43.0
10	3781	32370	3132	171.1	635.0	36.6 ^b
Сред.	3206	3237	2689	128.4	63.5	48.4^c

а) включая Pa-233;
 б) Pu из запального отработанного топлива;
 в) Pu из запального отработанного топлива и бланкетного отработанного топлива.

Представленные в табл.2 данные показывают, что из запального топлива ежегодно выгружается (при усреднении по времени жизни бланкета) 36.6 кг плутония (запальный плутоний), а в выгруженном бланкете находится 118 кг плутония, что эквивалентно темпам наработки 11.8 кг/год (это бланкетный плутоний). Изотопный состав этого плутония представляется и анализируется в следующем разделе.

Другой важный параметр, полученный из табл.2, - это усредненная ежегодная выгрузка 128 кг U-235, что надо сравнивать с ежегодной загрузкой в активную зону примерно 750 кг U-235. Таким образом, примерно 83% исходного делящегося материала, загруженного в TRP-запал, обедняется. Эта величина оказывается критической с точки зрения использования топливных ресурсов.

Анализ проекта ВВЭРТ показывает, что полное потребление естественного урана в TRP примерно на 20% меньше, чем в соответствующем ВВЭР-1000 (урановый цикл).

ВАРИАНТ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАННОГО ТОПЛИВА

Химическая переработка направлена на восстановление ценности (по отношению к возможности деления) отработанного ядерного топлива при удалении отходов, то-есть поглощающих нейтроны изотопов. Изотопы урана и плутония, обнаруживаемые в отработанном топливе стандартного топливного цикла ЛВР, представляют значительную экономическую ценность, если учитывать количество естественного урана и затраты на обогащение. Впрочем, Соединенные Штаты и ряд других стран с развитой ядерной индустрией отказались от переработки отработанного топлива, главным образом, из-за опасений общественности, связанных с возможным побочным использованием выделенного делящегося материала для военных целей. Дополнительной причиной для отказа от переработки топлива стало резкое увеличение сто-

имости переработки в результате изменения требований со стороны контролирующих организаций и по ряду иных причин.

Тем не менее, замкнутый топливный цикл осуществляется в отдельных странах (например, в Японии, Франции, Швейцарии) на основе использования МОХ-топлива, в состав которого входит выделенный плутоний. Эти страны обосновывают свой подход экономической ценностью делящегося материала, содержащегося в отработанном топливе, и утверждают, что постоянное хранение отработанного топлива оставляет (хотя и удаленную) вероятность такого случая, когда в конце концов делящийся материал можно будет вернуть из хранилища и направить для использования в оружии.

Обоснование того, чтобы не перерабатывать отработанное топливо ТРП, обсуждается ниже. Содержание делящегося компонента в запасах отработанного топлива ТРП и значение этого компонента для возможного замкнутого топливного цикла (то-есть, для переработки) сравниваются с аналогичными характеристиками стандартного РВД. В табл.3 и 4 дается сравнение состава делящихся компонентов в отработанном топливе ТРП и РВД для урана и плутония, соответственно.

Табл.3: Содержание делящихся изотопов плутония в выгруженном топливе (в долях полного количества плутония).

Нукл.	РВД ^а	ТРП запал ^б	ТРП блан. ^с	Оруж. ^д	Тро-ица ^е
Pu-238	0.010	0.055	0.120	.00012	-
Pu-239	0.590	0.465	0.382	0.938	0.98
Pu-240	0.210	0.225	0.150	0.058	0.02
Pu-241	0.140	0.155	0.147	0.0035	-
Pu-242	0.050	0.090	0.201	.00022	-
Pu/год	-250	36.6	11.8^г	-	-
ТМ/год	26000	3205	4450^г	-	-

- а) Pu из РВД-топлива с выгоранием 36 ГВт-д/т.
 б) Pu из ТРП-топлива; данные из проекта ВВЭРТ.
 в) Pu из ТРП-топлива; данные из проекта ВВЭРТ.
 г) Сведения представлены для сравнения; данные взяты в .
 е) Получен из топлива с очень низким выгоранием⁹.
 ф) Бланкетное топливо в ВВЭРТ-цикле выгружается один раз в 10 лет.
 г) Бланкетное топливо в ВВЭРТ-цикле выгружается один раз в 10 лет.

Табл.4: Содержание делящихся изотопов урана в выгруженном топливе (в долях полного количества урана).

Ядро	РВД ^а	ТРП-запал ^б	ТРП-бланкет ^с
U-232	0	0	0.002
U-233	0	0	0.160
U-234	0	0	0.052
U-235	0.009	0.047	0.014
U-236	0.004	0.033	0.022
U-238	0.007	0.920	0.750
U/год, кг	24000	3000	3900

а) РВД-топливо с выгоранием 36 ГВт-д/т.
 б) Данные взяты из проекта ВВЭРТ.
 в) Бланкетное топливо в ВВЭРТ-цикле выгружается один раз в 10 лет.

Экономическую ценность делящегося материала, содержащегося в ежегодной выгруженной партии отработанного топлива, можно грубо оценить, сравнивая полное количество основных элементов (U и Pu) и их делящихся фракций. В ежегодной выгрузке из стандартного РВД содержатся следующие материалы, которые можно использовать повторно: около 24 т урана с однопроцентным содержанием U-235 и примерно 250 кг плутония с 73%-ным содержанием делящихся изотопов (Pu-239 + Pu-241). Соответствующие значения для ежегодной выгрузки запального топлива ТРП таковы: 3 т урана с 4.7%-ным содержанием U-235 и 37 кг плутония с 62%-ным содержанием делящихся изотопов (Pu-239 + Pu-241).

ТРП-бланкет выгружается только один раз за 10 лет; он содержит около 120 кг плутония "низкого качества" с 53%-ным содержанием делящихся изотопов и 3.9 т урана. Этот уран содержит 16% U-233 и 1.4% U-235. В нем имеется также большое количество "ядовитых" изотопов урана, например, U-234 и U-236, но в основном U-238. Наличие заметного количества U-232, который излучает гамма-кванты высокой энергии, делает необходимым иметь дистанционную обработку при выделении и обработке урана, что увеличивает полную стоимость переработанного топлива и уменьшает экономическую заинтересованность замкнуть топливный цикл для ТРП-бланкета. Такой же аргумент применим против возможности повторного обогащения смеси урановых изотопов, выделенных из отработанного бланкетного топлива. С экономической точки зрения, этот процесс хуже по сравнению с обогащением естественного урана, где нет изотопов с высокой радиоактивностью и где не нужно поэтому дорогое оборудование для дистанционного манипулирования.

Количество плутония, содержащегося в запасах отработанного ТРП-топлива, как видно из табл.3, значительно меньше, а качество его ниже. Итак, экономическая заинтересованность в повторном употреблении этого плутония также понижается по сравнению со стандартным топливным циклом РВД. Коэффициент размножения нейтронов в бесконечном пространстве сходен с соответствующим значением для дважды выгоревшего РВД-топлива. Поэтому выгруженное запальное топливо можно повторно использовать в том виде, как оно есть, еще на один период выгорания без переработки и повторного изготовления. Однако отделение только уранового компонента от относительно небольшого полного количества ТРП-запала кажется экономически неоправданным.

Если подвести итоги, то количество и изотопный состав выгруженного запаса ТРП-топлива делают переработочный вариант топливного цикла даже менее привлекательным с экономической точки зрения, чем для соответствующего топливного цикла РВД.

ПРОТИВОДЕЙСТВИЕ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ТРП РАСПРОСТРАНЕНИЮ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ

"Распространительный" потенциал топливного цикла (или его противодействие распространению) определяется количеством и качеством делящегося материала, который может быть направлен на военные нужды. Дополнительным фактором оказывается степень сложности, требуемая для выделения делящегося компонента из обычного потока материалов топливного цикла.

Оценка распространительного потенциала зависит в значительной степени от конкретного сценария распространения. Сценарии, имеющие отношение к гражданской ядерной энергетике, являются национальными по своей сути - или скрытыми или явными. В обоих случаях международные договоры и гарантии могут оказаться неэффективными, поскольку есть вероятность их отмены или обхода. Для отделения разработки и расширения ядерной энергетике от распространения ядерного оружия международные гарантии необходимы, но не достаточны.

Решающий барьер распространению должен основываться на свойствах, присущих топливному циклу. Проработка топлива должна гарантировать, что количество и качество делящегося компонента материала топливного цикла уменьшают потенциал распространения ниже допустимого порога с учетом промышленных возможностей и экономической действительности.

В этом разделе обсуждается противодействие топливного цикла ТРП распространению. Количество и качество делящегося материала, содержащегося в запасах отработанного ТРП-топлива, сравнивается с соответствующими параметрами стандартного РВД-цикла. Распространительный потенциал материала оценивается качественно в соответствии с простой моделью⁹.

Качество делящегося материала оценивается по трем параметрам:

1. критическая масса, которая принимает разное значе-

ние при различных изотопных составах плутония и урана;

2. понижение возможности оружия, связанное с преждевременной детонацией из-за нейтронов спонтанного деления;
3. понижение стабильности оружия из-за тепловыделения.

Сравнение критических масс разных материалов дано в табл.5. Эти величины, полученные путем расчетов по программе SCALE для конкретной геометрии (металлический шар с водяным отражателем), не имеют ничего общего с конструкцией реального оружия, а используются здесь только для сравнения плутониевых смесей TRP- и РВД-качества с плутонием оружейного качества⁸.

Табл.5: Критическая масса для разных изотопных составов плутония.

Источник плутония	Критическая масса, кг
Pu оружейного качества	4.3
РВД-Pu	5.5
Pu из TRP-запала	5.9
Pu из TRP-blankета	6.5

Четко показано, что относительно небольшая критическая масса достигается при любом изотопном составе плутония, а TRP-плутония надо иметь на 20-50% больше, чем материала оружейного качества.

СПОНТАННОЕ ДЕЛЕНИЕ И ПОНИЖЕНИЕ МОЩНОСТИ ВЗРЫВА

Источник спонтанных делений (ИСД) определяет важную характеристику оружейного материала, а именно, понижение мощности взрыва. Образованные при спонтанном делении нейтроны вызывают преждевременную детонацию, то-есть начало взрыва, до того, как устройство достигнет наиболее высокого значения сверхкритичности, что в свою очередь приводит к понижению мощности устройства. Для оценки степени понижения мощности взрывного устройства с TRP-плутонием и сравнения его с РВД-плутонием и плутонием оружейного качества была использована простая модель⁹.

Минимальное значение мощности взрыва получается при преждевременной детонации как раз в тот момент, когда устройство становится критичным. Эта минимальная мощность называется мощностью "хлопка" и по оценкам она составляет 0.027 от номинального значения. Опубликованная в открытой литературе информация относительно ожидавшихся характеристик при первом ядерном испытании "Троица" позволяет провести оценку вероятности получения оптимальной мощности и мощности "хлопка"⁹. При разумных предположениях относительно изотопного состава плутония в устройстве "Троица" и при сравнении с ИСД для иных изотопных составов мы оценили вероятность заданного значения мощности в виде $P = (P_0)^n$, где P_0 - вероятность того, что устройство типа "Троицы" произведет взрыв с заданной мощностью (см. табл.3 в⁹), а n - отношение ИСД "Троицы" к ИСД рассматриваемого устройства другого типа. Данные, относящиеся ко всем рассмотренным изотопным составам плутония, собраны в табл.6. В первом столбце представлены интенсивности ИСД в пересчете на один грамм данного изотопа. В остальных частях таблицы приведены значения интенсивности ИСД (нейтрон/с) в расчете на критическую массу всех рассмотренных изотопных составов плутония. В самой нижней строке даны значения n - отношения значений ИСД данного изотопного состава плутония и изотопного состава плутония оружейного качества, принятого для испытания "Троица".

Полная интенсивность ИСД для критической массы плутония РВД-качества в 7 раз выше, чем для плутония оружейного качества, а у плутония из TRP-запала и TRP-blankета это отношение составляет 13 и 22, соответственно. Для каждого рассмотренного изотопного состава плутония оценены величины номинальной мощности взрыва и мощности хлопка - эти результаты пред-

ставлены в табл.7.

Табл.6: Скорость спонтанного деления (ССД) у изотопов плутония.

Ядро	ССД (г с) ⁻¹	Источник спонтанного деления (кг с) ⁻¹				
		Тр.	ОК	РВД	TRPз	TRPб
Pu-238	2600	0	312	26000	1.7·10 ⁵	3·10 ⁵
Pu-239	0.022	0.022	21	13	10	8
Pu-240	910	18200	52780	1.9·10 ⁵	2.0·10 ⁵	1·10 ⁵
Pu-241	0.049	0	0.2	7	8	7
Pu-242	1700	0	374	85000	1.5·10 ⁵	4·10 ⁵
1 кг Pu	-	18200	53487	3.0·10 ⁵	5.3·10 ⁵	8·10 ⁵
Кр.м.	-	78300	2.3·10 ⁵	1.6·10 ⁵	3.1·10 ⁵	5·10 ⁵
n	-	1	3	21	40	65

Табл.7: Вероятность указанных мощностей взрыва.

Выход	Номинал.	Хлопок
Троица (сверхчистый)	0.88	0.02
Оружейного качества	0.68	0.06
РВД	0.07	0.35
TRP-запал	0.006	0.55
TRP-blankет	0.0002	0.74

Вероятность того, что созданное на основе TRP-плутония взрывное устройство достигнет номинальной мощности мала (для Pu из запала) или пренебрежимо мала (для Pu из blankета), а вероятность мощности хлопка относительно велика. Итак, показано, что из TRP-плутония будет получаться ненадежное оружие. Этот результат, впрочем, относится к устройствам, где скорость схлопывания имеет ту же величину, что и в устройстве "Троица" - такие грубые сборки могут оказаться типичными для террористической группы или для достаточно неискушенной страны. Более искушенная страна могла бы обеспечить конструкцию оружия, где на мощность взрыва в гораздо меньшей степени повлияет источник спонтанного деления¹⁰.

ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЕ

Дополнительный барьер возможному побочному использованию материала реакторного качества представляет тепловыделение его изотопов. Тепловая мощность вызывает рост температуры устройства и приводит к двум эффектам: во первых, к возрастанию температуры металлического плутония, который претерпевает металлургический фазовый переход при 115 С, а во-вторых, к перегреву химической взрывчатки, окружающей плутониевую сердцевину, что может привести к разложению взрывчатки. В табл.8 представлена сводка удельного тепловыделения разных изотопов плутония, которая использована для оценок полного тепловыделения металлической критической массы плутония в каждом случае.

Табл.8: Тепловыделение при распаде разных изотопов плутония.

Ядро	SP, Вт/кг	ОК	РВД	TRPз	TRPб
Pu-238	560	0	12.88	38.64	70.56
Pu-239	1.9	1.77	1.08	0.85	0.65
Pu-240	6.8	0.42	1.54	1.58	0.89
Pu-241	4.2	0.03	0.54	0.60	0.54
Pu-242	0.1	-	0	0.01	0.03
1 кг Pu	-	2.22	16.04	41.68	72.66
Крит.м.	-	10	88	244	475

Полное тепловыделение плутония из TRP-запала и TRP-blankета во много раз выше, чем плутония РВД-качества. Похоже, что тепловые нагрузки на плутоний в запале и blankете потребуют, чтобы конструкция оружия содержала специальные меры по отводу тепла. Характер и эффективность этих мер выходят за рамки данной статьи, но разумно предположить, что стабильность устройства ухудшится.

ВОЗМОЖНОСТЬ ПОБОЧНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ U-233

TRP-цикл основан на обширном использовании тория, который в результате ядерных реакций образует делящийся изотоп U-233. Было установлено, что в качестве оружейного материала U-233 лучше, чем U-235, и, по крайней мере, столь же эффективен, как и Pu-239. Поэтому при проектировании TRP были заложены специальные меры для создания барьеров побочному использованию U-233. Полное количество U-233 в отработанном бланкетном топливе, выгружаемом один раз в 10 лет, составляет около 630 кг (вместе с Pa-233). Годовой эквивалент в 63 кг может представлять крупный потенциал для распространения. Для устранения этого потенциала полученный в бланкете U-233 был лишен своих "опасных" свойств путем добавления слегка обогащенного урана. Количество урана, добавленного для разбавления делящегося компонента, было выбрано с осторожностью, чтобы уменьшить полное содержание делящихся урановых изотопов в выгруженном бланкетном топливе ниже 17%, что грубо эквивалентно 20%-ному обогащению ураном-235. За время длительного пребывания бланкета в активной зоне там образуются и другие урановые изотопы: U-232, U-234, U-235 и U-236.

В принципе, все изотопы урана можно химическим путем отделить от бланкетного отработанного топлива и затем обогатить при помощи стандартных промышленных методов. Впрочем, на этом пути есть несколько барьеров побочному использованию U-233:

- Заражение повторно используемого материала гамма-излучателем высокой энергии (Ti-208), образующимся в схеме распада U-232, потребует операций с дистанционным управлением на предприятии по переработке.
- Обогащение смеси выделенных изотопов урана будет исключительно неэффективным из-за ее состава. Попытка отделить U-233 от изотопов U-238, U-234 и U-236 приведет также к удалению делящегося изотопа U-235 из обогащенного потока. Остаточные количества U-234 и U-236 уменьшат критичность обогащенного потока.
- Обогащение по U-233 неизбежно приведет к созданию продукта с увеличенным содержанием U-232, что усилит проблему с гамма-излучением от Ti-208.

Следует подчеркнуть, что все технические и организационные трудности на пути побочного использования при отделении и обогащении смеси урановых изотопов, образованных в TRP-бланкете, могут быть преодолены. Страна или секретная организация, владеющие технологией обогащения и имеющие соответствующие установки, теоретически могут получить материал оружейного качества из выгруженного бланкетного топлива. Однако этот путь побочного использования гораздо более труден и дорог, нежели простое обогащение непосредственно доступного естественного урана. Поэтому в тех случаях, когда доступны обогатительные установки, полученный в TRP-бланкете U-233 не дает вклада в пространственный потенциал топливного цикла.

ХРАНЕНИЕ И УДАЛЕНИЕ ОТРАБОТАННОГО ТОПЛИВА

Отработанное топливо TRP можно непосредственно хранить и удалять на основе технологий, приложимых к обычному ЛВР-топливу. Сюда входят соображения по вопросам радиологии, токсичности и тепла. Основное внимание при анализе уделяется просто количеству полученного материала и тем усилиям, которые требуются для хранения и удаления этого материала. Считается, что после выгрузки из активной зоны реактора отработанное топливо от РВД и TRP не будет перерабатываться, а будет перевозиться, храниться и удаляться.

Следует рассматривать три периода. В течение первого периода отработанное топливо хранится в водных бассейнах вблизи реактора. Стойки для хранения отработанного топлива находятся под водой в помещении для хранения топлива, примыкающем к реактору. Эти стойки удерживают сборки и поддерживают требуе-

мое расстояние между ними для обеспечения контроля за критичностью и удаления остаточного тепла. Пространство, доступное рядом с реактором, ограничено и в конечном итоге требуется дополнительное хранение вдали от реактора (ВОР).

Помещения для второго периода (ВОР-хранение) могут быть основаны на мокрой или сухой технологиях хранения. Пространства в бассейнах фактически всегда нехватает для хранения всего отработанного топлива, произведенного за ожидаемое время жизни станции. Это происходит потому, что обычно топливо становится удобным для перевозки в течение 10 лет после выгрузки; считалось, что установки для хранения или обработки отработанного топлива будут доступны в надлежащее время. В индустрии ядерной энергетики такой ситуации сейчас нет. По мере того, как бассейн с отработанным топливом заполняется до отказа, надо удалять часть сборок, чтобы станция работала без перерывов. Удаленное топливо следует переместить в одно из трех мест: (1) близко расположенное хранилище, принадлежащее владельцу реактора, (2) удаленное хранилище, разработанное и построенное при финансовом участии владельца реактора, и (3) непосредственно на длительное хранение в специальном помещении опять в конечном итоге за счет владельца реактора. Можно провести прямую экономическую оценку конца топливного цикла TRP и сравнить ее с оценкой для топливного цикла РВД путем сравнения ежегодных количеств выгружаемого отработанного топлива. Это сравнение проведено в табл. 9.

Табл.9: Ежегодная выгрузка топлива.

Топливо	РВД	TRP		
		Запал	Бланк.	Всего
Вес (т)	26.13	3.50	3.61	7.11
Объем (м ³)	9.33	3.82	1.65	5.47

Проведенное в табл.9 сравнение основано на данных о типичной РВД-станции, нормализованных на полную выходную мощность 3000 Мвт (тепл) с трехпорционной загрузкой топлива в активную зону, что эквивалентно полной мощности TRP и схеме загрузки запального топлива. Доля запального объема TRP-сборки принята равной 0.41 в соответствии с предварительным проектом ВВЭРТ. Все бланкетные субсборки заменяются одновременно каждые 10 лет, так что приведенные в табл.9 величины соответствуют эквивалентной ежегодной выгрузке.

Крупное сокращение веса выгружаемого топлива (около 70%) и объема этого топлива (эквивалентно почти 50%) представляет потенциальные экономические выгоды из-за уменьшения объема отходов и обращения с ними со стороны владельца предприятия, а также уменьшения хлопот с отходами в системах хранилищ (эти хлопоты в конечном итоге падают на плечи владельца). При проведенной оценке предполагалось, что каждая выгруженная субсборка бланкета содержит в себе выгруженную субсборку запала.

Для целей данного анализа предполагается, что отработанное топливо либо из активной зоны TRP, либо из активной зоны РВД помещается в многоцелевой контейнер (МЦК) согласно положениям министерства энергетики США. Этот контейнер загружается отработанным топливом на реакторной площадке и затем заваривается и высушивается. Считается, что такой контейнер никогда не будет открываться, и он подлежит отправке, временному хранению и последующему удалению в транспортной таре, которая была специально спроектирована для этих целей.

Как сейчас представляется, конструкция МЦК вмещает 21 сборку РВД или 44 сборки РВК (кипящего водяного реактора). Обычные МЦК будут использованы и для отработанного топлива TRP. Часть их будет иметь РВД-конструкцию и содержать 21 бланкетную сборку, внутри которых размещены 21 запальные сборки. В других будут находиться только запальные сборки, которые слегка меньше по размеру, чем РВК-сборки; поэтому можно использовать специальную запальную корзину, в которой

содержится 52 запальные сборки. Средние годовые потребности в МЦК для РВД- и ТРР-циклов подытожены в табл.10.

Табл.10: Ежегодные потребности в МЦК.

Цикл	Выгрузка сборок за год	Количество МЦК в год
РВД	54.33	2.59
ТРРз	54.33	0.73
ТРРб	16.3	0.78
ТРР	-	1.51

Затраты на хранение, перевозку и удаление отработанного топлива приходится на владельца реактора и зависят от конкретной страны. Для иллюстрации оценка влияния сокращения объема отработанного топлива ТРР приведена на основе цен в США. Общая оценка основана на опубликованных сведениях относительно недавних предположений о смете затрат на хранение, перевозку и удаление в американской программе управления гражданскими радиоактивными отходами¹¹. Затраты предприятия на обращение с МЦК и на его загрузку в оценке не рассматриваются. Еще одна потенциальная выгода появляется в том случае, если владельцу реактора стало не хватать места для хранения отработанного топлива еще до того момента, когда министерство энергетики должно по графику забрать топливо от этого реактора. Трудно представить численную характеристику этой выгоды и поэтому ее значение не подсчитано.

Полные затраты на обращение с единичным МЦК, включая перевозку и помещение на постоянное хранение, оцениваются в 2.82 миллиона долларов. Соответствующая ежегодная выгода от экономии 1.08 МЦК в ТРР-цикле составляет 3.05 миллионов долларов (на реактор-год)¹².

Детальный анализ радиоактивности и тепловыделения был выполнен для оценки долгосрочных эффектов замены стандартного ЛВР-топлива на ТРР-топливо. Было обнаружено, что и уровень тепловыделения, и уровень радиоактивности ТРР-топлива окажутся ниже, чем у ЛВР-топлива. Этот эффект вызван, в основном, гораздо меньшим содержанием (примерно на порядок величины) трансурановых изотопов. Короткоживущие альфа-излучающие нуклиды, привносимые топливным циклом ТРР и возникающие в схеме распада долгоживущего U-233, не приведут к сокращению потенциальной экономии при удалении ТРР-топлива. Это связано с тем, что такие нуклиды стали бы увеличивать тепловыделение и радиоактивное излучение ТРР-топлива (по отношению к РВД-топливу) через 20 000 лет после выгрузки, а максимум этого превышения придется на миллион лет после выгрузки. К этому времени уровни излучения уже уменьшатся сами по себе на 4-5 порядков величины и поэтому станут слишком малыми, чтобы повлиять на конструкцию хранилищ.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Одной из крупных проблем индустрии ядерной энергетики стал ее распространительный потенциал. В частности, существует опасность, что плутоний реакторного качества может быть направлен для использования в военных целях. Это вызывает обоснованную тревогу и может рассматриваться как одно из самых крупных препятствий расширению ядерной энергетики на весь мир.

Распространительный потенциал гражданского топливного цикла можно значительно уменьшить при использовании тория в качестве сырьевого компонента ядерного топлива. Главная задача при этом состоит в том, чтобы спроектировать активную зону и топливный цикл, которые способствовали бы нераспространению ядерного оружия и оказались подходящими экономически. Такая задача решается концепцией ТРР, представленной в данной статье. В статье представлены характеристики предварительного проекта варианта ВВЭРТ.

Топливный цикл ТРР производит только около 20% плутония в сравнении со стандартным РВД-циклом, а экономический интерес к переработке отработанного топлива уменьшен. Кроме того, изотопный состав плутония, содержащегося в отработанном топливе ТРР, делает его использование для производства оружия гораздо более сложным и затруднительным. Очевидно, что любое грубое оружие, изготовленное из ТРР-плутония, окажется весьма ненадежным.

Запасы отработанного топлива из ТРР потребуют все же помещения в находящееся под гарантиями постоянное хранилище. Но с учетом сократившегося количества и худшего качества делящегося материала из топливного ТРР-цикла ядерная энергосистема на основе ТРР стала бы крупным противодействием распространению ядерного оружия.

ПРИМЕЧАНИЯ И ССЫЛКИ

1. "Large Power Reactor Program", WAPD-lpr-141, (July 1963), Section 5.B.1, "Comparison of Irradiation Effects of ThO₂ and UO₂", p.A-31.
2. "The Nonproliferation Light Water Thorium Nuclear Reactor - VVERT Preliminary Reference Design Report", RTPC/RL-02-96 Report, (March 1996).
3. Там же.
4. A.Radkowsky, M.Segev and A.Galperin, "The Power Sharing Formula for a Seed-Blanket Core - Resolution of a Paradox", Nuclear Science and Engineering, (1986), pp.94, 80-86.
5. "The Nonproliferation Light Water Thorium Nuclear Reactor...."
6. R.E.Allen, "RTR Core Fuel Cycle Analysis", Raytheon Nuclear, Inc., Report RNI/RTPC 960223-A, (February 1996).
7. F.J.Rahn, A.G.Adamantides, J.F.Kenton, and C.Braun, "A Guide to Nuclear Technology - A Resource for Decision Making", (J.Wiley and Sons, 1984).
8. SCALE - Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, RSIC Computer Code Collection, CCC-545 (1993 revised).
9. J.C.Mark, "Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium", Science & Global Security, Vol.4, (1993), p.111. Русский перевод в журнале "Наука и всеобщая безопасность", т.4, №.1, 1994, стр.73.
10. Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium, National Academy of Sciences, (Washington, D.C. 1994),p.33.
11. "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).
12. Там же.