

ПЛАЗМЕННАЯ ЭЛЕКТРОНИКА В ЭЛЕКТРОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Н.А. Хижняк

*Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт»
Украина, 61108, Харьков, Академическая, 1*

Атомная энергетика уже играет важную роль в энергетическом балансе Земли, однако ей присущи по крайней мере три серьезных недостатка, вызывающие активное неприятие этой энергетикой человеческим обществом, а именно:

- 1) Опасность перехода цепной реакции деления атомных ядер горючего в неконтролируемую фазу («Три-Майл-Айленд», США, 1979 год, Чернобыль, СССР, 1986 год);
- 2) Загрязнение окружающей среды долгоживущими радиоактивными отходами, - продуктами деления атомных ядер горючего;
- 3) Ограниченные запасы уранового сырья на Земле, исключающие ориентацию на атомную энергетикой в длительной исторической перспективе.

Поиски альтернативного пути развития атомной энергетикой, исключающего приведенные выше недостатки, ведутся параллельно с развитием традиционного направления и в последние годы наметились технически реализуемые пути создания электроядерной энергетикой (атомной энергетикой, где существенные задачи выполняют электрофизические установки, такие как ускорители заряженных частиц), свободной от приведенных недостатков.

Наметившийся успех в решении этой проблемы подтверждается хотя бы тем, что в последние годы прошли ряд Международных конференций по управляемым ускорителями трансмутационным технологиям и приложениям (ADTT and A): первая в США (Лас-Вегас, 1993 г.), вторая в Швеции (Калмар, 1996 г.) и третья в Чехии (Прага, 1999 г.) и в дальнейшем эти форумы будут проходить регулярно.

В ННЦ ХФТИ ведутся поисковые исследования по всем основным направлениям этого варианта атомной энергетикой и некоторые результаты этих исследований обсуждаются в настоящей работе. При этом выяснилось, что важнейшие элементы этого направления основываются на достижениях плазменной электроники. Обсуждению этих элементов в контексте общего направления исследований и посвящена настоящая работа.

Введение

В настоящее время мировая атомная энергетика представлена более чем 440 ядерными энергетическими реакторами, производящими электроэнергию суммарной мощностью свыше 350 ГВт. Из них 14 энергетических реакторов электрической мощностью 12,12 ГВт находятся в Украине. Атомная энергетика уже играет важную роль в общей энергетике Земли и поэтому речь может идти о путях ее совершенствования и о дальнейшем развитии, несмотря на ряд присущих ей недостатков. Среди них важнейшими являются:

1. **Ограниченная сырьевая база.** Суммарная мощность всех АЭС в начале XXI века составит порядка 400 ГВт. Для обеспечения топливом потребуется ежегодная замена в реакторах около 300 тысяч тонн урана, обогащенного до 3,5% по урану-235. Общие геологические разведанные запасы урана, пригодные для промышленной эксплуатации, составляют порядка 3 млн. тонн. Таким образом, существующая атомная энергетика не имеет серьезного сырьевого обеспечения.

С другой стороны, 300 тысяч тонн отработанного ядерного горючего с начальным обогащением 3,5% и выгоранием 10% все еще содержат 9000 тонн урана-235 и 286 тысяч тонн

урана-238. Разработка физических основ переработки отработанных твэлов и освоение техники их разгонки позволят регенерировать и вернуть в промышленный обиход 260 тысяч тонн исходного уранового топлива с 3,5% обогащением по урану-235. Для этого необходимо освоить технологию глубокой переработки отработавших твэлов.

Обогащение урана изотопом уран-235 осуществляется на газодиффузионных заводах. Исходный природный уран с содержанием изотопа 235 - 0,711% и изотопа 238-99,289% обогащается до значения 3,5% по изотопу 235, отработанный (отвалный) уран содержит еще 0,24÷0,26% урана-235, и запасы этого урана велики. Хранится он в виде соединения UF₆ и повторная, более глубокая, переработка этого урана представляет собой актуальную и важную народнохозяйственную задачу. Эта задача также требует разработки и создания новой передовой технологии.

Далее, еще в начале 50-х годов был предложен вариант наработки ядерных горючих материалов с помощью ускорителей [1]. Ускоритель протонов на энергию 1 ГэВ со средним током 0,3 А (проект МТА, США) в течение одного года может набирать порядка 1 тонны делящихся материалов (урана-233 из тория-232 или плутония-239 из урана-238) и

снимает на многие годы трудности с обеспечением ядерным топливом. Однако и до настоящего времени сооружение такого ускорителя представляется неразрешимой проблемой, хотя ее решение кажется уже возможно. Особенно обнадеживающим представляется включение в обиход огромных запасов ториевого сырья, хотя сам торий без переработки нейтронами не является ядерным горючим.

И, наконец, разработка эффективных реакторов-размножителей. Это также открывает определенные пути расширения сырьевой базы атомной энергетики, но этот вопрос целесообразно рассматривать уже в проблеме разработки и создания безопасного энергетического реактора.

2. Обеспечение безопасности энергетического ядерного реактора. Эта проблема является главной при разработке методов обеспечения безопасности атомной энергетики будущего.

Цепная реакция деления ядер, происходящая в урановом топливе, развивается по экспоненциальному закону и предполагает выход реактора на стационарный режим, при котором количество вновь возникающих нейтронов (в результате деления ядер топлива) в точности равно количеству нейтронов, расходуемых на очередное деление ядер топлива, на поглощение нейтронов конструкционными материалами и на утечку нейтронов за пределы реактора. Всякое нарушение этого равновесия ведет либо к дополнительному разгону реактора, либо к его остановке. Время жизни мгновенных нейтронов так мало ($\sim 10^{-4}$ сек), что управление реактором с использованием этих нейтронов практически невозможно, поэтому все его управление основано на использовании малой доли существующих в реакторе запаздывающих нейтронов. Среднее время жизни запаздывающих нейтронов порядка секунды и поэтому управление реактором оказывается возможным. Но при этом избыточная реактивность реактора не должна превышать некоторой, достаточно малой величины ($\eta_{изб} < 0,006$). Всякое превышение реактивности чревато быстрым развитием количества разделившихся ядер, избыточным тепловыделением, разрушением реактора и выбросом радиоактивных продуктов за его пределы. Эти катастрофические явления с разными по масштабам последствиями уже происходили ранее и страх перед возможным повторением катастроф создает ту атмосферу неуверенности, которая питает движение противников атомной энергетики во всем мире. Это может быть предотвращено лишь с помощью нового типа энергетических реакторов, использующих подсветку реактора дополнительными нейтронами. Такие нейтроны также можно генерировать с помощью ускорителя заряженных частиц (например, протонов), но это уже будет ускоритель подсветки, энергия и средний ток протонов в котором определяются тем, насколько реактивность реактора не доходит до единицы. По своим параметрам этот ускоритель значительно

проще ускорителя, предназначенного для наработки ядерного горючего.

Ядерное топливо из урана-238 или тория-232 может нарабатываться и в самом реакторе, если очень экономно распорядиться нейтронами, возникающими в процессе деления урана-235 или плутония-239. Такими свойствами обладают реакторы на быстрых нейтронах, уже разработанные и используемые в АЭС г. Шевченко (Казахстан) и Белоярской АЭС (Россия). Энерговыведение в реакторах на быстрых нейтронах столь концентрировано, что их охлаждение осуществляется жидкометаллической эвтектикой, а эксплуатация и управление требуют обслуживающего персонала очень высокой квалификации. Поэтому, хотя в реакторах на быстрых нейтронах количество ядерного горючего со временем увеличивается (характерной является новая эксплуатационная величина - время удвоения), в действительности распространенность таких реакторов ограничена и исследователи не видят в таких реакторах перспективы на будущее. Однако, в последние годы появились новые идеи по обобщенному варианту реактора-размножителя, управляемого ускорителем.

В качестве исходного топлива реактора-размножителя (бридерного реактора) может служить либо плутоний-239, либо уран-233. В первом случае реактор-размножитель может быть реализован лишь на быстрых нейтронах, тогда как во втором случае реактор-размножитель может быть реализован и на тепловых нейтронах, и это существенное преимущество ториевого реактора. В настоящее время, в связи с частичным ядерным разоружением, у ядерных государств появились заметные запасы уже наработанного, но не востребованного оружейного плутония. В связи с этим появились несколько конкретных предложений по путям использования этого плутония.

В работах Феокистова (ФИАН, Москва, Россия, 1989) рассматривается предложение о поджиге плутониевого заряда, окруженного оболочкой из урана-238. В процессе ядерного горения плутониевого заряда избыточные нейтроны выходят в окружающий уран-238, нарабатывая новый плутоний, поддерживающий ядерное горение. В отличие от быстрого реактора-размножителя, в рассматриваемой схеме количество ядерного горючего со временем не увеличивается, но и не уменьшается, обеспечивая многолетнее выделение тепловой энергии.

Близкое по идее предложение реализуется в проекте ТИВ (Э.Теллера, М. Иошикавы, Л. Вуда, Ливермор, США, 1996), однако при этом предполагается конкретная геометрия реактора, - линейная. Авторы предлагают использовать подобные реакторы в шахтах от демонтированных пусковых ядерно-ракетных комплексов.

В работе Ю.М. Адо и др. [2] обсуждаются варианты безопасных реакторов с нейтронной подсветкой (Протвино, Россия, 1993) и формулируются требуемые параметры ускорителей протонов, обеспечивающих надежное управление реактором.

В предложениях ННЦ ХФТИ (Харьков, Украина, 1994) [3] обсуждаются варианты безопасной и экологически чистой ядерной энергетики с линейным ядерным реактором, управляемым ускорителем. В линейной конструкции с торием-232 или ураном-238 предполагается ядерное горение, медленно движущееся вдоль реакторной цепочки за счет использования нейтронов, нарабатываемых в активной зоне. Фронт медленного ядерного горения перемещается вдоль цепочки, а отработанная часть горючего удаляется за активной зоной в отвал.

Ускоритель подсветки управляет процессом ядерного горения в активной зоне.

В предложениях К. Рубия (ЦЕРН, Женева, Швейцария, 1994) [4,5] идея реактора-размножителя с нейтронной подсветкой уже конкретизирована в определенной конструкции «усилителя энергии» (Energy Amplifier).

Вовлечение в процесс получения энергии неделящегося урана-238 и, в особенности, тория-232, запасы которого на Земле велики, в принципе решают проблему сырья для атомной энергетики.

3. Переработка радиоактивных отходов атомной энергетики.

К 2010 году из мирового парка энергетических реакторов с урановым топливом общей электрической мощностью порядка 400 ГВт должно быть удалено (заменено свежим) более 300 тысяч тонн отработавшего ядерного топлива. Рассмотрим качественно состав этого топлива, чтобы осознать проблемы, возникающие при попытках переработки радиоактивных отходов атомной энергетики.

1) Первоначально в этом топливе с 3,5% обогащением по урану-235 находилось 10000 тонн урана-235. При 10%-ом выгорании 1000 тонн этого урана превратилось в осколки деления. Среди долгоживущих осколков деления (совместно и с другими каналами ядерных реакций) будет 250 тонн технеция-99, 90 тонн цезия-137, около 60 тонн йода-129 и другие. Сегодня состав этих осколков достаточно хорошо известен [6].

2) Осколки деления возникают не только при делении ядер урана-235 медленными нейтронами, но и при делении урана-238 быстрыми нейтронами. Этот показатель играет важную роль в общем балансе наработки осколков и его необходимо учитывать.

3) Ядра урана-238, захватывая нейтроны, испытывают, главным образом не деление, а радиационный захват и поэтому отработанное топливо содержит ряд трансураниевых элементов. В частности, в указанном количестве отработанного топлива будет содержаться около 3000 тонн плутония различного изотопного состава, 140 тонн нептуния-237 (количество которого увеличивается до 500 тонн из-за распада плутония-241 и америция-241, количество же этих изотопов соответственно уменьшится) и около 120 тонн америция с большим периодом полураспада.

4) Кроме того, в отработавших твэлах будут короткоживущие радиоактивные ядра других элементов таблицы Менделеева. Периоды

полураспада этих элементов имеют порядок секунд, часов, суток и месяцев и, при выдержке отработавших твэлов в шахте с водой, эти ядра путем естественного радиоактивного распада превращаются в стабильные изотопы.

Хотя в массовых показателях количества радиоактивных осколков невелики, однако активность этих продуктов очень высока. К настоящему времени выполнены многие исследования по поиску путей уничтожения этих отходов и установлено, что единого такого пути нет. Но сформулированы рекомендации, определяющие пути трансмутации (превращения в стабильные изотопы) различных групп отходов в различных физических процессах. Основные выводы, следующие из этих исследований представлены в [7,8а,8в]:

а) Группа актинидов, как правило, может быть сожжена в традиционных ядерных реакторах на медленных нейтронах, поэтому при первичной переработке отработавших твэлов она должна быть выделена преимущественно химическими методами;

б) Группа осколков может быть трансмутирована в стабильные изотопы с помощью ускорителей. Для этого необходимы две группы ускорителей - ускорители электроядерного бридинга (протонные ускорители с энергией 1-1,5 ГэВ и средним током $0,1 \div 0,3$ А) [7,8,9] и ускорители среднего класса (протонные ускорители с энергией 100÷300 МэВ и средним током $1 \div 10$ mA) [10,11,12]. Однако трансмутации на ускорителях подлежат лишь моноизотопные мишени, поэтому наряду с ускорителями должны быть разработаны и созданы высокоэффективные сепараторы радиоактивных отходов.

Приведенные соображения показывают, что в настоящее время имеется достаточно цельная физическая картина безопасного и экологически чистого производства ядерной энергии. Основным технологическим элементом этой физической картины является ускоритель заряженных частиц как для генерации нейтронов [1], так и для непосредственных ядерных превращений при трансмутации радиоактивных ядер, поэтому сам новый метод безопасного производства атомной энергии получил название электроядерного метода [13-16]. В настоящее время появилось глубокое убеждение в том, что электроядерная энергетика реализуема. В соответствии с этим представляется целесообразным к практической реализации самого процесса приступать двумя этапами. На первом этапе (2000-2010 годы) необходимо создать и исследовать достаточно масштабные стенды, подтверждающие правильность выбранных путей решения поставленных задач. В дальнейшем эти стенды могут быть использованы как базовые для разработки технических проектов полномасштабных установок. И уже после этого приступать ко второму этапу, (2011-2030 годы) - разработке и созданию комплекса устройств для безопасного и экологически чистого производства атомной энергии.

Оригинальными предложениями, разработанными в НИЦ ХФТИ, являются:

- схема экологически чистого безопасного производства атомной энергии [3],

- принципиальная схема линейного коллективного ускорителя протонов непрерывного режима [20], основанная на принципах плазменной электроники,

- схема линейного ядерного реактора с движущимся фронтом медленного ядерного горения,

- схема сепарации продуктов ядерного горения в системе встречных, аксиально симметричных магнитных полей [31], основанная на принципах плазменной электроники,

- схема трансмутации долгоживущих ядерных осколков не только нейтронами, но и протонными пучками умеренных энергий [10].

Представляет интерес сопоставить эти предложения со схемами, разрабатываемыми в ведущих лабораториях мира.

Сопоставление путей исследования, предложенных и разрабатываемых в НИЦ ХФТИ с путями исследований, предложенными и разрабатываемыми в других ядерных центрах мира

1. Разработка и создание ускорителя для нейтронной подсветки реактора, наработки делящихся материалов и трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов.

Первый вариант ускорителя для наработки делящихся материалов (урана-233 из тория-232 и плутония-239 из урана-238) был предложен в США в 1949-1950 годах (проект МТА - Material Test Accelerator) исходя из предположения, что такой ускоритель должен нарабатывать примерно 1 тонну делящегося материала в год. Установлено, что это должен быть линейный протонный ускоритель (линейный, чтобы упростить вывод ускоренного пучка на мишень, протонный, поскольку наработка делящихся материалов и трансмутация радиоактивных ядер гамма-квантами или электронами требует значительно больших энергозатрат; а использование дейтронов или более тяжелых ядер имеет свои преимущества, но с ростом массы ускоряемых частиц резко возрастает стоимость самого ускорителя) с параметрами - энергия протонов ~1 ГэВ, средний ток пучка ~0,3 А. Как в США, так и в СССР предпринимались самые серьезные попытки создать такой ускоритель, но в то время создать такой ускоритель оказалось невозможным. И сейчас параметры такого ускорителя широко используются в проектах по электроядерному бридингу и трансмутации радиоактивных ядер как некоторая веха, по отношению к которой обсуждаются другие проекты ускорителей.

В настоящее время разрабатываются три разные схемы протонных ускорителей применительно к новым задачам атомной энергетики.

а) Традиционный вариант линейного протонного ускорителя, предусматривающий усиление параметров уже существующих мезонных фабрик.

В США прототипом протонного линейного ускорителя на энергию ~1 ГэВ рассматривается линейный протонный ускоритель Лос-Аламосской мезонной фабрики (энергия 800 МэВ, средний ток около 2 мА). Еще нерешенные проблемы: разработка и создание надежных генераторов в/ч мощности мегаваттного уровня непрерывного режима и ввод в/ч мощности непрерывного режима в ускоряющие резонаторы; обеспечение надежной фокусировки пучка, сведение к минимуму наведенной активности в ускоряющем тракте [17].

В России разрабатывается подобный вариант: прототипом ускорителя служит ускоритель мезонной фабрики в Красной Пахре на энергию 600 МэВ и средний ток до 1 мА, но до последнего времени еще не реализован режим работы ускорителя на полные расчетные параметры. Необходимо отметить хорошо продуманную организацию работ (МРТИ - разработка и создание генераторов в/ч колебаний мегаваттного уровня в непрерывном режиме (метровый диапазон), ИТЭФ - ускоряющая структура, ОИЯИ - мишенный комплекс, ФЭИ - системы охлаждения, ИФВЭ - начальная часть ускорителя и т.д.), охватывающую основные физические институты страны [18].

в) Европейский центр по ядерной физике (ЦЕРН, Швейцария) выступил инициатором работ по реактору-размножителю, управляемому ускорителем («усилитель энергии», научный руководитель - Лауреат Нобелевской премии Карло Рубия) [5]. В качестве ускорителя протонов непрерывного режима предлагается использовать трехступенчатый протонный синхротрон на энергию ~1,2 ГэВ и средний ток до 12 мА. Прототипом ускорителя является работающий с 70-х годов швейцарский протонный синхротрон на энергию 590 МэВ. Среди предложенных вариантов это наиболее отработанный вариант ускорителя, его реализация технически осуществима. Главным недостатком такого варианта является то обстоятельство, что предложенная схема ускорителя имеет ограничения по току и запланированный ток практически граничный. Поэтому даже в случае успешной реализации проекта полученный энергетический комплекс сможет работать лишь на предельных параметрах, т. е. он может выполнять преимущественно рекламные, а не технические функции головного образца.

с) В НИЦ ХФТИ начиная с 70-х годов для этих же целей разрабатывается качественно новый вариант линейного протонного ускорителя, - линейный коллективный ускоритель [19,20]. Идея этого ускорителя защищена авторскими свидетельствами, все стадии его разработки освещены в печати. Этот вариант ускорителя с запасом решает весь круг проблем, возникающих в программе электроядерного бридинга, - наработка ядерного горючего, управление реактором-размножителем, организация трансмутации различных радиоактивных ядер, конечных продуктов работы энергетических ядерных

реакторов. По нашему мнению именно в этом направлении должны быть направлены усилия по развитию украинского ускорителестроения, и ИПЭНМУ ННЦ ХФТИ готов к созданию первой его действующей модели на энергию 5-10 МэВ.

2. Выбор принципиальной схемы ядерного реактора-размножителя, управляемого ускорителем, обеспечение безопасности такого реактора. Это очень широкоплановая проблема, требующая не только объединения усилий многих институтов Украины, но и тесного международного сотрудничества. Остановимся лишь на фактах, достаточно убедительно установленных в предыдущие годы.

а) Выбор горючего. В принципе реактор-размножитель в любом его варианте воссоздает режим работы уже известного реактора-размножителя на быстрых нейтронах. Известно также, что реактор-размножитель на быстрых нейтронах возможен лишь в случае, когда его ядерным горючим является плутоний-239. Тогда цепная реакция деления ядер плутония-239 протекает в реальной конструкции таким образом, что из 2,8 нейтронов, выделяющихся в среднем на каждый акт деления ядра, часть нейтронов может быть использована для радиационного захвата ядром урана-238 с последующим превращением его в ядро плутония. Однако обслуживание реактора-размножителя с очень интенсивным тепловыделением (охлаждение такого реактора обеспечивается жидкометаллическим теплоносителем) представляет собой сложную техническую проблему. И далее, каждый последующий радиационный захват с соответствующими распадами приводит к наработке не только плутония-239, но и других актинидов (плутония-240, плутония-241, америция-241, кюрия-242, кюрия-244 и т. д.), которые составляют значительную долю радиоактивного загрязнения в отработавших твэлах атомного реактора. Поэтому исследователи еще в 60-х годах обратили внимание на еще один вариант ядерного горючего - уран-233. Уран-233 в природе практически не встречается и может быть получен только искусственно путем радиационного захвата нейтрона ядром тория-232. Запасы тория в природе несоизмеримо большие, чем запасы урана и он состоит фактически из одного изотопа тория-232. Поэтому приготовление исходного материала, - тория, для наработки ядерного топлива урана-233 не представляет серьезных технических трудностей.

Ядерное горючее уран-233 обладает рядом уникальных свойств. На основе урана-233 могут быть реализованы ядерные реакторы-размножители, причем, в отличие от варианта с плутонием-239, реакторы-размножители на тепловых нейтронах. Это существенно упрощает управление реактором и, поскольку реактор содержит замедлитель, т. е. его объем достаточно велик, существенно упрощается и проблема теплосъема. Далее, уран-233 разделен от группы актинидов по крайней мере пятью нейтронами, т. е. наработка актинидов начнется лишь после пяти последующих радиационных захватов

нейтронов. Поэтому можно ожидать, и это подтверждено численными расчетами, что отработавшее топливо в реакторе с ураном-233 будет значительно слабее засорено актинидами, в сравнении с реактором на плутониевой основе. Но уран-233 является оружейным ураном, его наработка будет находиться в постоянном противоречии с проблемой нераспространения атомного оружия. Уран-233 как материал достаточно сложен в обращении, постоянная опасность неконтролируемой концентрации его в недопустимых количествах, а также другие его свойства не будут способствовать его широкому промышленному применению. И главное, в настоящее время ни одна страна не располагает достаточными запасами наработанного урана-233, чтобы начать эксперименты с реактором-размножителем на уране-233. Тем не менее, в теоретических исследованиях и проектных оценках постоянно встречаются два варианта реакторов-размножителей использующих в качестве ядерного горючего либо плутоний-239, либо уран-233.

В безопасной ядерной энергетике рассматривается энергетический ядерный реактор с нейтронной подсветкой. Несмотря на кажущуюся очевидность этого утверждения, и кажущуюся его простоту, в литературе лишь в последнее время появился вариант такого реактора, позволяющий увидеть основные проблемы, которые необходимо разрешить при разработке и создании такого реактора, - это «усилитель энергии» К. Рубия [5]. Вариант «линейного ядерного ускорителя с медленным ядерным горением», разрабатываемый в ННЦ ХФТИ [21], не доведен до такой меры наглядности, хотя экспериментальные и теоретические исследования по его созданию ведутся уже многие годы. Так, например, свинцовый вариант конвертора «протонный и ионный пучок + свинцовая мишень» используемый К.Рубия, уже более 20 лет разрабатывается и экспериментально исследуется в ОИЯИ на базе дубнинского синхрофазотрона [22-29]. Сегодня российские исследования ведутся в тесной кооперации с немецкими исследователями (Институт ядерной химии при университете им. Филлипса, Марбург, Германия; Исследовательский центр FZJ, Юлих, Германия, Исследовательское бюро IBL, Хоерсверда, Германия), с монгольскими исследователями (Государственный университет Монголии, Улан-Батор) и для координации работ в Дубне по электроядерной тематике организована Коллаборация «Энергия + трансмутация» [30]. В течении ряда лет (1978-1994 г.г.) в работах на свинцовой мишени в Дубне принимала участие также исследовательская группа ХФТИ [22,23,25-27], в настоящее время это взаимодействие приостановлено из-за финансовых трудностей.

3. Повторная переработка отработанного урана. Несмотря на кажущиеся успехи в разработке перспективных реакторов-размножителей с топливом в виде плутония-239 или урана-233, существующая атомная энергетика основывается на традиционном урановом топливе (уран-238,

обогащенный до 3,5% ураном-235), и вывод этих реакторов из мировой энергетики будет происходить постепенно. Поэтому проблема топлива «уран-238 + 3,5% урана-235» будет актуальной еще многие годы. Работами ННЦ ХФТИ предложен новый оригинальный вариант частичного решения этой проблемы - повторная, более глубокая переработка уже имеющихся запасов «отвального» урана, все еще содержащего до 0,25% урана-235. Экспериментальная установка по отработке технологии этой переработки не потребует больших капиталовложений [31,32] и может быть создана в ближайшие годы. Стоимость повторной переработки отвального урана и получение кондиционного топлива из фактических отходов атомной промышленности по крайней мере на два порядка ниже, чем получение этого топлива на газодиффузионных заводах из вновь добытого урана, что должно представлять несомненный практический интерес для энергетики Украины.

4. Анализ радиоактивных отходов ядерных реакторов. Отработавшие твэлы атомных электростанций содержат в себе практически все продукты, возникшие в результате деления атомных ядер и радиационного захвата нейтронов, в том числе долгоживущие радиоактивные отходы. Уничтожение этих отходов является главной заботой всех, использующих ядерное топливо как энергетическое сырье. Именно эти отходы представляют собой главную опасность для окружающей среды и именно их утилизация и уничтожение могли бы примирить движения против атомной энергетики с обществом.

Единственный, обоснованный и надежный способ уничтожения долгоживущих радиоактивных ядер является их трансмутация, т. е. превращение в стабильные изотопы под действием нейтронов [7] или других радиоактивных излучений. Обоснованием этого практически приемлемого способа трансмутации занимаются большинство ядерно-физических лабораторий мира, но и до настоящего времени не используется ни один из предложенных методов. Трудность обусловлена тем, что количество радиоактивных ядер в отходах атомной промышленности, подлежащих трансмутации, достаточно велико, трансмутация каждого сорта радиоактивных ядер требует определенных индивидуальных условий и утверждения типа того, что достаточно эти осколки поместить в ядерный реактор с высокой плотностью нейтронов, чтобы подвергнуть их эффективной трансмутации, свидетельствует о непонимании этого процесса. И главное, - эффективная трансмутация радиоактивных ядер возможна лишь на чистых изотопных мишенях. Поэтому все варианты трансмутации начинают работать после того, как отработавшие твэлы разогнаны по элементам и по изотопам. В ННЦ ХФТИ в течение многих лет разрабатывается новый оригинальный метод сепарации ионов по массам и, по нашему мнению, в кооперации с другими институтами Украины (Институт физхимии, институт

ядерных исследований НАНУ и др.) эта проблема уже может быть решена.

5. Трансмутация долгоживущих радиоактивных отходов. Вопросами трансмутации долгоживущих радиоактивных ядер в ННЦ ХФТИ занимаются начиная с 70-х годов XX века. Обзор этих исследований приведен в препринте [4]. Основная проблема состоит в том, что такие исследования в широком объеме можно проводить лишь теоретическими методами. Обычно в расчетах полагают, что при неупругом взаимодействии нуклонов с ядрами при $E > E_{\text{тр}}$ сразу (либо сразу же после ядерного каскада) образуется равновесная возбужденная ядерная система. Другими словами, возможностью эмиссии частиц на предравновесной стадии пренебрегают. Это приводит к неточностям и поэтому в наших вычислениях использовалась модель предравновесного испускания осуществляющая решение кинетических мастер-уравнений мето-дом Монте-Карло (программа PRECO) [33]. Показано, что вариант трансмутации с помощью полномасштабного ускорителя электроядерного реактора выглядит предпочтительнее других способов.

Так, например, теоретико-расчетные исследования, проведенные в ХФТИ [33] свидетельствуют о том, что в классических работах BNL [8a] допущена неточность. При выжигании (трансмутации) цезия-137 в интенсивном потоке нейтронов в мишени электроядерного реактора с плотностью нейтронов $10^{17} \text{ см}^{-2} \text{ сек}^{-1}$, в спектре нейтронов, образующихся в мишени-конверторе линейного ускорителя, сечение захвата нейтронов радиоактивными ядрами будет сильно подавлено параллельными ядерными реакциями и поэтому время выжигания этого изотопа увеличивается с двух до десяти лет, что совершенно неприемлемо. Дополнительные исследования, проведенные нами показали, что изотоп цезия-137 может достаточно эффективно трансмутировать в прямых реакциях с протонами невысоких энергий. Этот вывод, полученный теоретическими методами впервые в ХФТИ, ставит на практическую почву всю проблему трансмутации долгоживущих радиоактивных ядер с помощью протонных пучков умеренных энергий. Проведена предварительная оценка энергозатрат на выжигание основных радиоактивных отходов протонными пучками. Учитывая важнейшее значение этих результатов для дальнейшей судьбы атомной энергетики деления, с особой остротой ставится вопрос об экспериментальной проверке этих результатов в лабораторных условиях. Для этого необходим надежно работающий линейный протонный ускоритель на энергии 100-150 МэВ и мощностью пучка порядка 100 кВт, что сегодня вполне технически осуществимо. В связи с вышеизложенным, мы считаем своевременным поднять вопрос о завершении строительства Большого материаловедческого ускорителя ХФТИ (стенд У-12-2). Начало сооружения этого стенда относится к 1989 году, до отделения Украины в самостоятельное государство был выполнен большой

объем строительно-монтажных работ (~3,5 млн. руб.), однако в дальнейшем финансирование работ Минсредмашем прекратилось и стенд остался незавершенным. Еще сегодня он не утратил своей новизны, нет эквивалентных по техническим решениям прототипов в мировой практике ускорителестроения, нам кажется, что возможна международная кооперация для завершения его сооружения. И первая несомненная польза от такого ускорителя состояла бы в том, что на нем можно было бы экспериментально обосновать технологию трансмутации наиболее сложных радиоактивных ядер-отходов атомной промышленности прямыми протонными пучками.

Выводы

Многочисленные теоретические, теоретико-расчетные и предварительные экспериментальные исследования на лабораторных моделях свидетельствуют о том, что электроядерная энергетика действительно открывает пути построения безопасной и экологически чистой атомной энергетике. Широкий круг этих исследований выполнен так же и в ННЦ ХФТИ. Тем самым в Украине эти исследования могут представлять основу для построения национальной энергетике, свободной от иностранных источников углеводородного сырья.

Ряд основополагающих положений (линейный коллективный ускоритель протонов, высокоэффективный сепаратор изотопов в виде системы встречных, аксиально симметричных полей и др.) , разработанных в Институте плазменной электроники и новых методов ускорения ННЦ ХФТИ, являются полностью оригинальными и могут быть положены в основу взаимовыгодного международного сотрудничества.

Литература

[1] W.B. Lewis., The Significance of the Yield of Neutrons from Heavy Elements Exited to High Energies, Atomic Energy of Canada Limited // Report NAECI-968, 1952

[2] Ю.М. Адо, Подкритический реактор с внешней нейтронной подсветкой, // Препринт ИФВЭ 93-24, Протвино, 1993, с.16

[3] Н.А. Хижняк, Пути создания безопасной, экологически чистой атомной энергетике в Украине, // Препринт ХФТИ 94-8, Харьков, 1994, 22 с.

[4] C. Rubbia, The energy amplifier concept: A solid-phase accelerator-driven Th|U-233 breeder for nuclear energy production with minimum actinide waste, // Proc. of 1994 Jnt. Conf. on Accelerator-Driven. Transmutation Technologies and Applications (USA, Las Vegas, 1994)

[5] C. Rubbia, Status of the Energy Amplifier Concept, // Proc. II Jnt. Conf. ADTT and A., Kalmar, Sweden, 1996, p.35

[6] Г.Б. Полуэктова, Современное состояние проблемы обработки и удаления высокоактивных отходов, // Сб. ЦНИИАтоминформ, АННФ 314, Москва, 1976

[7] M.V. Steinberg., G. Wotzak, B. Manowitz, Neutron burning of long-lived fusion products for waste disposal, // BNL-8558, Brookhaven Nat. Lab., Upton N.Y., 1958

[8a] M.V. Gregory, M.V. Steinberg, A nuclear transmutation system for the disposal of long-lived fusion product wastes., // BNL-11915, 1967

[8b] T. Nishida, Y. Nakahara, Analysis of Produced Nuclei and Emitted Neutrons in Nuclear Spallation Reactions., // Kerntechnik, 1987, vol.50, p.193

[9] S. Andriamonje et. all., Experimental determination of the energy generated in nuclear cascades by a high energy beam., // Phys. Lett., 1995, B348, p.697

[10] В.Я. Костин, В.Я. Мигаленя, А.Н. Львов Н.А. Хижняк, // АС №950073, 704, 1982

[11] J.A. Ogedele, Some energetic considerations of fission product transmutation with protons, // Atomkernenergie / Kerntechnik, 1981, vol.39, p.175

[12] В.Я. Мигаленя, Трансмутация долгоживущих продуктов деления на ускорителях протонов, // Успехи зарубежной радиоэлектроники, Изд. Радиотехника, Москва, т.4, 1999.

[13] Р.Г. Васильков и др., Электроядерный метод генерации нейтронов, // Атомная энергия, 1970, т.29, с.151

[14] Р.Г. Васильков и др., Об электроядерном бридинге, // УФН, 1983, т.139, с.435

[15] К.Д. Толстов, Физические аспекты электроядерного способа получения атомной энергии, // Препринт ОИЯИ 18-89-778, Дубна, 1989

[16] В.П. Дмитриевский, Электроядерный метод получения энергии, // ЭЧАЯ, Дубна, 1997, т.28, с.815

[17] C. Bonman, Optimization of Accelerator-Driven Technology for Light-Water Reactor Waste Transmutation, // Proc. II Jnt. Conf. ADTT and A, Kalmar, Sweden, 1996, p.11

[18] V.A. Andreev, A.J. Balabin et al., A New Approach for High Power Ion Linac Design, // Proc. II Jnt. Conf. ADTT and A, Kalmar, Sweden, 1996, p.1020

[19] N.A. Khizhnyak, A.G. Lymar, Status of the Kharkov's Linear Collective Accelerator, // Proc. II Jnt. Conf. ADTT and A, Kalmar, Sweden, 1996, p.1087

[20] В.В. Беликов, А.Г. Лымарь Н.А. Хижняк, // АС №434895, от 7.03.1974 г.

[21] N.A. Khizhnyak. Safe Electronuclear Power Industry, // Proc. II Jnt. Conf. ADTT and A, Kalmar, Sweden, 1996, p.395

[22] В.А. Воронко, К.Д. Толстов, Генерация нейтронов в протяженной свинцовой мишени, // Атомная энергия, 1990, т.68, с.449

[23] В.А. Воронко, Экспериментальные исследования нейтронных полей, генерируемых релятивистскими ядрами в протяженной свинцовой мишени, - // Автореферат канд. дисс., Харьков, 1994 г.

[24] Р. Брандт, Д.В. Беляков и др., Исследование температурного и нейтронного полей в свинцовой среде при взаимодействии релятивистских протонов, // Препринт ОИЯИ, Дубна, P1-99, 117, 1999 г.

[25] В.А. Воронко В.Я. Костин, П.Г. Левчук и др., Экспериментальное и теоретическое исследование спектров нейтронов, генерируемых релятивистскими

ядрами в массивной свинцовой мишени, // Препринт ХФТИ 90-26, Харьков, 1990

[26] В.А. Воронко, В.М. Дьяченко, В.Я. Костин и др., Генерация нейтронов в свинцовой мишени протонами, дейтронами и α -частицами с импульсом 4,5 ГэВ/с на нуклон, // Атомная энергия, 1989, т.67, вып.4, с.291

[27] В.А. Воронко В.Я. Костин, П.Г. Левчук и др., Энергетические спектры нейтронов, генерируемых релятивистскими ядрами в протяженной свинцовой мишени, // Атомная энергия, 1991, т.71, вып. 6, с.563

[28] D. Chubten et. all., Measurement of the neutron component in a shower generated in a lead target by relativistic nuclear beam., // NIM in Phys. Res., 1996, vol.A381, p.488

[29] Ц. Тумэндэлгэр, Д. Чултем, М.И. Кривоустов и др., Калориметрия Электроядерной мишени для уран-свинцовой сборки

при энергии протонов 1,5 ГэВ, // Препринт ОИЯИ, Р1-99-247, Дубна, 1999, 17 с.

[30] М.И. Кривоустов, Д. Чултем, Об экспериментах по электроядерной технологии и трансмутации радиоактивных отходов атомной энергетики на пучках синхрофазотрона. (Коллаборация «Энергия + Трансмутация»), // Дубна, «Новости ОИЯИ», 1998, №3 (ноябрь), 27 с.

[31] Б.С. Акшанов, Н.А. Хижняк, Новый эффективный метод разделения изотопов, // Письма в ЖТФ, 1991, т.17, вып.6, с.13

[32] A.G. Belikov, N.A. Khizhnyak, Plasma Method for Nuclear Isotope Separation, // Proc. II Jnt. Conf. ADTT and A, Kalmar, Sweden, 1996, p.1134

[33] В.Я. Костин, В.Я. Мигаленя, М.Г. Шатнев, А.Н. Львов, О «выжигании» радиоактивных отходов ядерного топлива в потоке быстрых нейтронов, // Атомная энергия, 1981, т.51, вып.5, с.336.