

ХФТИ 94-8

Национальный научный центр
"Харьковский физико-технический институт"

Н. А. Хижняк

**ПУТИ СОЗДАНИЯ БЕЗОПАСНОЙ
ЭКОЛОГИЧЕСКИ ЧИСТОЙ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В УКРАИНЕ**

Препринт

Харьков - 1994

УДК 621.039

Н.А.ХИЖНЯК. Пути создания безопасной экологически чистой атомной энергетики в Украине: Препринт ХФТИ 94-8. Харьков:ХФТИ, 1994. 22 с.

Невзирая на ряд катастроф, в том числе и глобального характера, энергия деления ядер по-прежнему рассматривается как единственный источник энергии, обеспечивающий промышленное развитие человечества на разумную историческую перспективу. Как следствие развития атомной энергетики происходит радиоактивное заражение Земли долгоживущими отходами атомного производства.

Однако возможно и иное развитие атомной энергетики, исключаящее несанкционированный разгон реакторов, наработку токсичных и радиоактивных трансурановых элементов, а также обеспечивающее трансмутацию долгоживущих радиоактивных отходов. Эта безопасная и экологически чистая атомная энергетика основывается на электроядерном производстве делящихся материалов нового типа - урана-233. Наряду с традиционной атомной и возможной термоядерной энергетиками электроядерный способ является третьим направлением развития атомной энергетики и заслуживает самого серьезного внимания. В настоящей работе излагается концепция электроядерного метода производства атомной энергии и состояние разработок в ННЦ ХФТИ по данной проблеме.

Рис.3, табл.1, список лит. - 24 назв.

Просим извинить за низкое качество печати, вызванное дефицитом полиграфических материалов.

© Национальный научный центр
"Харьковский физико-технический институт" (ХФТИ), 1994.

ВВЕДЕНИЕ

Атомная энергетика в Украине получила широкое развитие еще в 70-80 годы, что было обусловлено рядом экономических факторов. После Чернобыльской трагедии сложилось стойкое неприятие атомной энергетики, которое было частично сломлено лишь в годы острейшего энергетического кризиса (1992-1994 г.г.). Прошедшие годы были также годами размышлений о дальнейших путях развития атомной энергетики, поскольку без атомной энергетики невозможно существование индустриального общества не только в Украине, но и вообще на Земле. Особое значение имеет правильный выбор путей развития атомной энергетики для плотно населенных районов с развитым потреблением энергии, таких как Украина, Япония, многие европейские страны.

Совершенно естественно, что столь энергонапряженный узел АЭС как ядерный реактор всегда будет представлять потенциальную опасность для окружающей среды. При переходе к быстрым реакторам эта опасность лишь возрастает. Нарядом с плутонием, трансурановых элементов и долгоживущих радиоактивных отходов создают дополнительные трудности и серьезную опасность для всей жизни на Земле. Привлечение в будущем термоядерной энергии не решает экологических проблем, поскольку термоядерный реактор является в первую очередь генератором нейтронов и если за ним стоит уран-плутониевый цикл, то все проблемы безопасности и экологические проблемы лишь обостряются.

По нашему убеждению недостаточно проанализирован альтернативный путь развития атомной энергетики, основанный на торий-урановом цикле, с использованием мощных ускорителей протонов как генераторов нейтронов для наработки ядерного горючего и трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов, а также для нейтронной подсветки энергетических реакторов. При этом практически закрываются каналы наработки плутония и других трансурановых элементов. Полностью исключается риск разгона реактора и аварий с выбросом радиоактивных продуктов (Windscale в Англии, 1957 г.; реактор SL-1, США, Айдахо, 1961; АЭС ТМУ-2, США, 1972; Чернобыль, СССР, 1986) [1]. Решается проблема уничтожения долгоживущих радиоактивных отходов. Уже эти обстоятельства свидетельствуют о необходимости самого внимательного обсуждения альтернативных путей развития атомной энергетики.

1. ЧТО ТАКОЕ ЭКОЛОГИЧЕСКИ ЧИСТАЯ БЕЗОПАСНАЯ ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Существующая и развивающаяся на Земле ядерная энергетика начиналась с военных ядерных программ, основанных на использовании в качестве делящихся материалов ^{235}U и производного от ^{235}U плутония. Вся технологическая цепочка начиная от добычи урана и кончая выделением обогащенного урана, а также производством плутония в первую очередь создавалась для военных целей и лишь в дальнейшем перестраивалась для производства тепловыделяющих элементов энергетических ядерных реакторов.

Учитывая технологическую сложность каждого этапа этой цепочки, можно считать исторически оправданной такую схему. Но уже в 60-х годах появились первые работы, ставившие под сомнение оптимальность такой схемы развития атомной энергетики в земных условиях. В США, Японии, Великобритании появились отдельные заметки, оспаривающие единственность и правильность выбранного пути ее развития.

В условиях Украины такая постановка проблемы особенно актуальна. Сейчас, после образования независимого государства в Украине сложилась парадоксальная ситуация. С одной стороны, Украина является государством с мощной развитой ядерной энергетикой, около 33% всей электроэнергии в Украине производится на атомных электростанциях. С другой стороны, в Украине практически отсутствует ядерная инфраструктура по производству энергетического ядерного топлива и по утилизации отработанных теплоделяющих элементов. Возникает дилемма- либо Украина должна создать на своей территории весь цикл производства новых и переработки отработанных ТВЭЛов, либо же она должна навсегда распрощаться с мечтой об экономической независимости и восторжничать зависеть от источников энергоносителей, в том числе и ядерных.

И в этих условиях законно возникают сомнения,- является ли выбранный другими странами и в другой исторической обстановке путь развития ядерной энергетики приемлемым для данной конкретной ситуации, сложившейся в Украине. Огромное влияние на отношение к этой проблеме оказывают проблемы Чернобыля, которые опять таки с особой силой звучат в Украине. Нет ли других альтернативных путей становления ядерной энергетики, более безопасных и более экологически чистых чем уже известные человечеству? И если они есть, то не правильнее ли начинать создание практически с нуля основ новой энергетики уже на новых принципах?

В настоящей работе обсуждаются возможности не урановой, а ториевой ядерной энергетики. Принципиальная возможность такой энергетики известна относительно давно, однако ее практическая реализация всецело зависит от другой научно-технической проблемы,- возможности создания надежных и высокоэффективных ускорителей протонов на высокие энергии. В настоящее время и именно в Украине намечены пути создания таких ускорителей и это дает основание для возвращения к новому обсуждению физических основ ториевой ядерной энергетики. По нашему глубокому убеждению именно на этом пути находится решение важнейшей национальной проблемы независимой Украины,- проблемы безопасных и экологически чистых источников энергии.

Сущность проблемы иллюстрируется схемой (Рис.1)*. Рассмотрим цепочку физических процессов, вызванных одним протоном, ускоренным в линейном ускорителе до энергии ~ 1 ГэВ. Будем полагать, что эффективность ускорителя достаточно высока и составляет $\sim 50\%$, поэтому на ускорение протона израсходовано ~ 2 ГэВ энергии. Проблемы разработки и создания такого ускорителя будем называть проблемами линейного ускорителя.

* Рисунки и таблица помещены в Приложении.

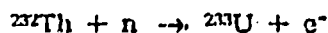
При взаимодействии ускоренного протона высоких энергий с тяжелыми ядрами мишени возникает ~60 нейтронов. Их число можно увеличить, используя бериллиевые мультипликаторы, так что общее количество полученных нейтронов составит 123,6 нейтронов. Часть из них (~1/3 т.е. 41,2 нейтрона) будет потеряна в окружающее пространство из-за конечных размеров мишени. Другая часть (1/3 т.е. 41,2 нейтрона) будет поглощена ядрами ^{232}Th , что приведет в результате ядерных превращений к рождению делящихся ядер ^{233}U .

Третья часть (т.е. 41,2 нейтрона) может быть использована для трансмутации долгоживущих радиоактивных ядер, накапливающихся в процессе производства ядерной энергии.

Совокупность физических процессов в мишени, приводящих к множественному рождению нейтронов, наработке ядерного топлива в виде ^{233}U и к трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов, составляют круг вопросов проблемы мишенного комплекса. Ядерные превращения в мишенном комплексе приводят и к выделению тепла в количестве 4 ГэВ на один протон.

Полученный и выделенный уран-233 является исходным сырьем для ядерных энергетических реакторов, которые и служат источниками энергии в обсуждаемой энергетической схеме. ^{233}U является уникальным энергетическим топливом по следующим причинам:

1. Количество мгновенных нейтронов на один акт деления ядра ^{233}U составит 2,8, что выше, чем у ^{235}U и ^{239}Pu . Это позволяет реактору на тепловых нейтронах работать в режиме воспроизводства ядерного топлива (бридерный реактор) в результате чего протекают реакции



и количество делящихся ядер за счет воспроизводства увеличивается в 10 раз. Реакторные сборки с ядерным топливом уран-233 и торием находятся в подкритическом режиме и на рабочий режим выводятся с помощью подсвечивающих ускорителей того же типа, что и основной ускоритель. Совокупность вопросов расчета реактора-размножителя на уран-233 - ториевой-232 основе с подсветкой протонным ускорителем составляют проблему безопасного энергетического реактора с подсветкой.

В результате деления 412 ядер ^{233}U выделяется энергия

$$412 \times 0,2 = 82,4 \text{ ГэВ,}$$

что совместно с энергией 4 ГэВ от мишенного комплекса составляет полный энергетический выход 86,4 ГэВ тепловой энергии на 1 ускоренный протон. При КПД преобразования тепловой энергии в электрическую равном 33%, это составляет суммарный энергетический выход 28,5 ГэВ. Из них 24 ГэВ электроэнергии может выдаваться в сеть (4 ГэВ расходуется на ускорительные комплексы, основной и вспомогательный, обеспечивающий подсветку энергетического реактора).

В результате деления 412 ядер возникает ~412 радиоактивных осколков, из которых 90% будут короткоживущими радиоактивными осколками (период полураспада минуты, дни, месяцы) и ~10% долгоживущих радиоактивных осколков (^{90}Sr , ^{85}Kr , ^{137}Cs , ^{147}Pm и др., период полураспада до 30 лет).

В уран-ториевом реакторе практически не будут воспроизводиться плутоний и другие трансураниевые элементы.

Отработанные твэлы выдерживаются 2-3 года в отстойниках, пока не распадутся короткоживущие радиоактивные отходы. После этого твэлы поступают на переработку, использующую плазменные методы разделения изотопов. Выделенные 41,2 долгоживущих радиоактивных ядра подаются в мишенный комплекс для трансмутации в стабильные изотопы, а ^{235}U и ^{232}Th для производства новых тепловыделяющих элементов. Таким образом безопасный экологически чистый цикл производства атомной энергии замкнулся. Совокупность всех процессов по плазменному разделению изотопов составляет четвертую проблему рассматриваемой программы, - проблему новых эффективных методов разделения изотопов. При токе ускоренных протонов 0,3 А энергетический выход рассматриваемого комплекса будет составлять

$$0,3 \cdot 24 \cdot 10^9 = 7,2 \cdot 10^9 \text{ Вт.}$$

Таким образом ускоритель на энергию 1 ГэВ с током 0,3 А обеспечивает работу ядерно-энергетического комплекса с энергетическим выходом 7,200 МВт, что соизмеримо с энергетическим выходом современной АЭС с семью урановыми реакторами-миллионниками.

Приведенная схема уран-ториевого энергетического реактора может быть сопоставлена с существующей схемой на основе уран-плутониевого цикла.

Преимущества: обеспечивается экологически чистый ядерный цикл без радиоактивных и трансураниевых отходов; за основу воспроизводства ядерного топлива используются реакторы-размножители на тепловых нейтронах, что возможно лишь в случае, когда в качестве делящихся материалов используется уран-233. Такие реакторы значительно безопасней реакторов-размножителей на быстрых нейтронах. Режим работы реактора с дополнительной "подсветкой" протонным пучком исключает возможность неконтролируемого разгона и катастроф типа Чернобыльской.

Недостатки: отсутствие разработанной инфраструктуры по производству тепловыделяющих элементов на основе ^{233}U и по утилизации отработанных твэлов. Но в настоящее время в Украине и так отсутствует вся инфраструктура по производству и переработке твэлов на основе ^{235}U и плутония. Не разработаны основные технологические элементы новой инфраструктуры: эффективный и мощный линейный ускоритель протонов, мишенный комплекс и новая плазменная технология переработки отработанных твэлов и разделения изотопов. Однако эти вопросы вот уже в течение последних 20 лет разрабатываются в отделении ускорителей тяжелых заряженных частиц Национального научного центра Харьковского физико-технического института. Ниже излагаются основные результаты этих исследований.

2. ПРОБЛЕМА ЛИНЕЙНОГО УСКОРИТЕЛЯ

В настоящее время отсутствует разработанная концепция ускорителя, пригодного для трансмутации долгоживущих радиоактивных ядер и переработки новых делящихся материалов. Как в США, так и в России сооружаются ускорительные комплексы (LAMPF в Лос-Аламосской национальной лаборатории и МЕГАН в Троицке под Москвой), которые рассматриваются как прототипы таких ускорителей [2-3]. Рассматриваемые ускорители строятся по классической схеме, - начальная часть ускорителя (от энергии инжекции до энергий 100-200 МэВ) представляет собой ускоритель типа Альвареса и основная часть (от энергий 100-200 МэВ до конечной, равной 800 МэВ в Лос-Аламосе и 600 МэВ в Троицке) состоит из нового типа структур типа целочек резонаторов с различными системами связи [4]. Ускоритель в Лос-Аламосе уже более 10 лет эксплуатируется, ускоритель в Троицке достраивается. В принципе такая схема построения ускорителя возможна, хотя техническая ее реализация невероятно сложна. Достигнутые мощности пучка в этих ускорителях далеки от требуемых, их эффективность вряд ли когда достигнет 50%.

Основные проблемы - разработка и создание мощных генераторов высокочастотных колебаний непрерывного режима с высокой эффективностью, ввод высоких уровней высокочастотных колебаний в резонаторы и управление ими, обеспечение радиационной чистоты ускоряющего тракта.

Технические проблемы - низкий темп ускорения 1 МэВ/м и, соответственно, большая длина ускорителя, а значит большие объемы и высокая стоимость зданий и других капитальных сооружений. Тем не менее, как в США, так и в России эти работы ведутся, и в последние годы к этим работам большой интерес проявляет Япония. В масштабах Украины проведение соответствующих работ бесперспективно.

По нашему мнению, сформировавшемуся еще в 70-е годы, проблемам электроядерного бриддинга и безопасной ядерной энергетики требуют ускорителя, построенного на новых физических принципах. Эти идеи, а также предварительные физические эксперименты на малых моделях были успешно завершены и их результаты опубликованы [5].

В основе новых ядерных технологий предлагается использовать линейный коллективный ускоритель, не требующий разработки и создания новой высокочастотной техники и обеспечивающий высокую эффективность ускорения протонов.

Схема линейного коллективного ускорителя представлена на Рис.2. Катод 1 обеспечивает электронный пучок, который модулируется по плотности с помощью модулирующей сетки 2, после чего сжимается аксиально симметричным магнитным полем 3 и входит в область однородного магнитного поля. Протоны движутся вдоль оси системы, через осевое отверстие в катоде они входят в пространство взаимодействия и движутся в модулированном по плотности электронном потоке. В системе координат, связанной с протоновым потоком собственное поле объемного заряда

электронного пучка, модулированного по плотности, воспринимается протонами как ускоряющее поле. Обеспечение высокой эффективности ускорения протонов и обеспечение их продольной и радиальной устойчивости составляет основное содержание динамики протонов в линейном коллективном ускорителе.

Формирование модулированного электронного пучка и ввод его в магнитное поле представляет собой одну из наиболее энергоемких операций в коллективном методе ускорения ионов. Эти энергетические затраты можно частично возместить, если использовать рекуперацию энергии электронного пучка. На выходе из ускоряющей секции в расходящемся магнитном поле электроны также рассеиваются и попадают на коллектор, электрически связанный с эмитером.

Чтобы обеспечить синхронизм между протонами, движущимися со скоростью, меньшей скорости волны, и полем волны плотности электронного пучка, движущегося практически со скоростью света, используется ускоряющая структура типа цепочки связанных резонаторов. Поскольку провисание потенциала в электронном пучке определяется расстоянием металлического экрана до его оси, периодическая структура цепочки связанных резонаторов обеспечивает на оси пучка периодическое распределение провисания потенциала. Суммарное воздействие поля волны, бегущей со скоростью света, и поля, обусловленного провисанием потенциала, формирует в электронном пучке гармонику волны плотности заряда, распространяющуюся вдоль оси пучка с фазовой скоростью, равной скорости ускоряемых протонов, чем и обеспечивается их непрерывное ускорение. Поскольку скорость протонов непрерывно увеличивается, изменяются вдоль оси ускоряющей структуры и ее геометрические параметры, поэтому сама структура не является однородной. Вторая функция ускоряющей структуры - обеспечить сохранение продольной модуляции мощного электронного пучка. Эта задача может быть выполнена, если собственная частота резонаторов, образующих ускоряющую структуру, будет совпадать с плазменной частотой электронного пучка.

На Рис.3 представлена схема ускоряющей секции линейного коллективного ускорителя и в таблице приведены параметры основных технологических систем ускорителя на энергию 1 ГэВ. Как следует из таблицы, такой ускоритель будет состоять из 21 секции и его общая длина составит ~200 м. Наиболее энергоемкими являются две системы ускоряющей секции, - система "электронный пучок" и магнитная система.

В системе "электронный пучок" суммарный ток пучка электронов и его энергия достижимы уже сегодня. В настоящее время успешно решена проблема модуляции мощного электронного пучка колебаниями высокой частоты. Созданы образцы электронных эмиттеров большой площади пирсовской фокусировкой пучка. Начаты исследования по вводу такого пучка в сильное, аксиально симметричное магнитное поле. Это один из ответственных этапов программы, поскольку компрессия электронного пучка, входящего в магнитное поле, играет важную роль в динамике пучка. Во сколько раз будет сжат пучок в поперечных размерах, во столько же раз

увеличится продольное поле объемного заряда электронного пучка в сравнении с модулирующим напряжением.

Если катод будет находиться в рассеянном магнитном поле соленоида, дальнейшее сжатие электронного пучка будет ограничиваться захваченным магнитным полем. Если же катод вынести из магнитного поля, вход электронов и их заматнивание становятся трудно контролируемыми процессами. Вопросы рекуперации энергии электронного пучка исследуются теоретическими методами.

Среди технических проблем коллективного метода ускорения ионов следует отметить также проблему вакуума, поскольку ускоряющий тракт может оказаться "засоренным" медленными ионами, возникающими при ионизации атомов остаточного газа.

Ведущее магнитное поле на уровне 7 Тл в настоящее время технически осуществимо с использованием сверхпроводников и хотя для накачки тока в соленоиды будет требоваться значительное время, потери энергии можно свести к минимуму, если использовать защитные энергетические резервуары.

Вопросы устойчивости протонного пучка в модулированном электронном пучке находятся в стадии изучения как теоретическими, так и экспериментальными методами.

Несмотря на начальный этап исследований по линейному коллективному ускорителю, имеющихся исходных данных достаточно для проведения предварительных технико-экономических исследований. Такие исследования были проведены в конце 80-х годов Ленинградским проектным институтом Минсредмаша.

Сравнивались и оценивались стоимость ускорительных комплексов традиционного типа (разработка МРТИ и ИТЭФ) и линейного коллективного ускорителя (разработка ХФТИ) на энергию 1 ГэВ и ток ускоренных частиц $0,3 \text{ А}$. Расчеты показали, что стоимость ускорительного комплекса на основе линейного коллективного ускорителя в 3-4 раза ниже, чем в случае использования ускорителя типа мезонной фабрики.

По нашему мнению сооружение линейного коллективного ускорителя на приведенные параметры представляет собой хотя и сложную, но технически осуществимую задачу в рамках производственных мощностей Украины.

3. МИШЕННЫЙ КОМПЛЕКС

Проблема мишенного комплекса является одной из наиболее сложных и состоит в свою очередь из ядерно-физической, нейтронной и теплофизической частей.

Ядерно-физическая часть имеет ту особенность, что воздействию частичными, нейтронными и гамма облучениями подвергаются сложные композиции различных элементов, причем сечения ядерных процессов в рассматриваемых энергетических областях как правило неизвестны.

Чтобы выйти из этого неопределенного состояния в ХФТИ была проведена большая подготовительная работа. Используя в различных энергетических областях различные принятые в ядерной физике теоретические модели, были составлены феноменологические зависимости

сечений многих ядерных реакций для основных химических элементов, используемых в мишенном комплексе. В тех редких случаях, когда имелись экспериментальные данные, проводилось тщательное сравнение сечений, предсказуемых разработанными моделями и экспериментально полученных. На Рис.4 приведены такие сравнения [6]. Во всех случаях, когда эти сравнения можно было произвести, расхождение теоретически предсказанных величин отличалось от экспериментально измеренных на величины порядка 10%. Мы сочли такую точность достаточной для проведения качественных исследований ядерно-физических процессов в мишенном комплексе [7]. Разработана технологическая схема математического моделирования процесса радиационной переработки долгоживущих радиоактивных отходов внутреннего топливного цикла атомной энергетики на основе реакций трансмутации нейтронами высокой энергии. Основу схемы составляет программа DCHAIN2 [8], рассчитывающая динамику процесса. Аттестованы модели OVERLAD ALICE [9] и ALICE LIVERMORE [10] для генерации банков поперечных сечений реакций трансмутаций нейтронами с энергиями 1-200 МэВ, позволяющие рассчитывать процессы радиационной переработки ядер долгоживущих радиоактивных ядер в спектрах нейтронов реакции расщепления. Для расчета энергетического спектра нейтронов реакции расщепления используются программы, реализующие расчеты множественного рождения нейтронов и других частиц в рамках модели внутриядерного каскада [11].

Один из вопросов, который изучен был достаточно полно, это выгорание долгоживущих радиоактивных ядер ^{90}Sr , ^{137}Cs в нейтронном поле мишени. По нашему мнению результаты работы [12] являются неверными и для трансмутации ядер ^{137}Cs в нейтронных потоках $\sim 10^{17}$ н/см²с требуются времена ~ 10 лет.

Нейтронная часть может быть разработана методами теории ядерных реакторов и многогруппном приближении. Такие расчеты целесообразно проводить после того, как будет найдена ядерно-физическая схема построения мишенного комплекса, чтобы обеспечить достаточно малую утечку нейтронов за пределы мишени с использованием отражателей или без них.

Теплофизическая часть характеризуется своими особенностями. Протонный пучок несет кинетическую энергию ~ 300 МВт, непрерывно поступающую в мишенный комплекс. Утилизация этой энергии уже представляет собой сложную теплотехническую задачу. Большинство исследователей склоняются к мысли, что первой материальной стенкой, с которой встречается поток ускоренных протонов, должна быть жидкометаллическая льющаяся пленка. Кроме того необходимо выходящий поток протонов максимально "размазать" по площади. Ядерные реакции в мишени сопровождаются, как правило, высвобождением энергии, поэтому мишень должна быть охлаждаемой. Весь комплекс возникающих при этом проблем может решаться методами, принятыми в проектировании энергетических ядерных реакторов.

4. БЕЗОПАСНЫЙ ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР С НЕЙТРОННОЙ ПОДСВЕТКОЙ

Если K -коэффициент размножения нейтронов в одном поколении, то количество нейтронов в единице объема реактора выражается геометрической прогрессией

$$N = N_0 (1 + K + K^2 + K^3 \dots) \approx N_0 / (1 - K),$$

где N_0 - начальное количество нейтронов. При $K > 1$ и бесконечным числом слагаемых, их плотность неограниченно возрастает. На самом деле время разгона реактора ограничено и эта сумма не является бесконечной. Время жизни одного поколения определяется временем жизни нейтронов до их захвата и в случае мгновенных нейтронов составляет $\sim 10^{-4}$ с. Такое быстрое развитие процесса ведет к взрыву. В действительности управление реактора (временной его режим) всецело определяется запаздывающими нейтронами, возникающими вследствие дальнейшего радиоактивного распада ядер-осколков, и хотя относительная доля запаздывающих нейтронов мала ($\sim 0,9\%$) их роль в управлении определяющая, если избыточная реактивность реактора достаточно мала $K_{изб} < 0,009$. В этом случае время жизни нейтронов одного поколения измеряется секундами и реактор становится полностью управляемым. Поскольку ядерный реактор загружается топливом на определенную кампанию $\sim 2-3$ года, запасы делящихся материалов в нем достаточно велики и чтобы его избыточная реактивность не превышала установленных пределов, вводятся различные управляющие компенсирующие стержни, со временем компенсирующие выгорание топлива, заражение реактора продуктами деления и т.д. Все системы компенсации управляются механическими приводами и ошибки в работе систем компенсации являются основными источниками ядерных аварий ядерных энергетических установок.

В ядерных реакторах с нейтронной подсветкой величина K не может достигать единицы и поэтому плотность нейтронов в реакторе определяется величиной N_0 , т.е. внешними факторами (ускорителем протонов, генерирующим дополнительное нейтронное излучение).

Таким образом, в реакторах с нейтронной подсветкой уменьшение нейтронного потока достигается безинерциальным способом путем выключения ускорителя.

Работы по повышению надежности реакторов ведутся во всех странах в направлениях усовершенствования систем управления и защиты, модернизации активной зоны реактора, но этот путь никогда не может снять проблему аварий, поскольку реактор остается в критическом состоянии.

Разгон реактора полностью исключается лишь с переводом его работы в подкритическое состояние и обеспечиванием дополнительной нейтронной подсветки [13] и хотя в рассматриваемых работах подразумевается реактор на уран-235- плутониевой смеси, общие выводы относятся и к торий-урановым реакторам.

Первичный поток нейтронов N_0 можно получить в цилиндрической урановой или свинцовой мишени при облучении ее торца пучком ускоренных частиц. В настоящее время выход нейтронов и сопутствующих им излучений

из таких мишеней интенсивно исследуется как теоретическими [14], так и экспериментальными методами [15]. Выход нейтронов из урановой мишени превышает выход из свинцовой мишени примерно в 2 раза (при больших энергиях протонов), и спектральный состав нейтронов из мишени близок к таковому для нейтронов деления. Пространственное распределение нейтронов близко к изотропному.

Рабочие значения K в работе [13] рекомендуются на уровне $K = 0,98 + 0,90$, а в работе [14] $K = 0,99$. Параметры ускорителя нейтронной подсветки при токе протонов 100 мА (непрерывный режим) будут составлять:

$K = 0,98$ энергия протонов $E_1 = 370$ МэВ

$K = 0,94$ энергия протонов $E_2 = 660$ МэВ

$K = 0,90$ энергия протонов $E_3 = 1100$ МэВ

Если предположить, что на создание ускорителя можно расходовать до 10% стоимости подкритического ядерного реактора, то значения $K = 0,98 + 0,99$ можно считать физически и экономически обоснованными.

В работах [12-13] рассматривалась работа уран-плутониевых подкритических реакторов. Но особенно привлекательным является вариант торий-уранового реактора с нейтронной подсветкой. Уран-233 как энергетическое топливо обладает исключительными свойствами.

Как известно, при поглощении нейтронов делящимися ядрами ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu составное ядро либо испытывает деление, либо радиационный захват с преобразованием в изотоп ^{234}U , ^{236}U или ^{240}Pu не подверженный делению тепловыми нейтронами. Поэтому среднее число нейтронов на один поглощенный нейтрон ниже, чем число нейтронов, выделяющихся при одном делении соответствующего ядра, однако эта величина равна [16].

	Тепловой реактор	Быстрый реактор
^{233}U	2,25	2,31
^{235}U	2,01	1,93
^{239}Pu	1,88	2,49

Для работы реактора-размножителя необходимо, чтобы эта величина равнялась 2,2. Из приведенной таблицы следует, что в традиционной ядерной энергетике бродерные реакторы могут быть только на основе быстрых реакторов с использованием плутония в качестве делящегося материала. Именно эту программу развития реакторов-размножителей усиленно пропагандировал и внедрял в жизнь А.И. Лейпунский и именно эта программа реализовалась в СССР, где были созданы первые энергетические реакторы-размножители на быстрых нейтронах. Уран-торпедная энергетика открывает принципиально новые возможности, в этом топливном цикле реакторы-размножители могут быть созданы на основе реакторов на тепловых нейтронах. При времени удельного топлива порядка 8 лет за период эксплуатации реактора 30 лет произойдет 10-кратная переработка урана-233 и в сумме, приведенной на Рис.1, общее количество делящихся ядер оценивается как 412 ядра. Таким образом в наших предложениях обсуждаемую подает не просто схема безопасного ядерного реактора с нейтронной подсветкой, а

схема реактора-размножителя, использующего в качестве исходного материала торий, запасы которого на Земле очень велики. Это обстоятельство имеет принципиальное значение. Известно, что уран-235 содержится в природном уране в малом количестве (0,93%) и его стоимость в значительной мере зависит от стоимости исходного уранового сырья, промышленные запасы которого на Земле достаточно ограничены. Реакторы-размножители являются важнейшими составными элементами ядерной программы на Земле. Освобождение внушительных количеств плутония-239 в связи с сокращением ядерных боеголовок открывает дополнительные возможности для создания реакторов-размножителей на быстрых нейтронах, что дает лишь некоторую передышку в наступлении уранового кризиса. Запасы тория в природе столь велики, что могут обеспечить все потребности человечества в энергии на период $\sim 10^{11}$ лет даже при 50-кратном их увеличении в сравнении с текущим потреблением.

В заключение стоит отметить, что впервые предложение об использовании реакций (p,nx) при высоких энергиях протонов на тяжелых мишенях высказал В.Льюис [17] еще в 1952 году и потребовалось более 40 лет для того, чтобы эта идея приобрела очертания конкретной физической программы исследований.

5. ПРОБЛЕМА РАЗДЕЛЕНИЯ ИЗОТОПОВ

В уран-плутониевой энергетике характерны дорогие и экологически рискованные производства как на стадии изготовления твэлов, так и особенно на стадии их переработки (обогащение урана изотопом уран-235, выделение плутония из смеси трансуранических элементов и на этом фоне выделение других долгоживущих радиоактивных ядер). Именно радиохимия дает наибольшее количество радиоактивных продуктов, хранение которых встречает наибольшие трудности и является экологически опасным.

Торий-урановая энергетика приводит к выгодным упрощениям этих производств, а некоторые технологические процессы можно заменить новыми, экологически более оправданными.

Прежде всего ториевые заготовки, будучи помещенными в мишенный комплекс, в его нейтронном поле будут обогащаться ураном-234 до требуемых концентраций. В этом смысле первая часть производства, - изготовление твэлов для реакторов нового поколения, - будет относительно проста и может быть сделана экологически чистой.

После отработки срока в ядерном реакторе тепловыделяющие элементы насыщаются осколками деления, которые и дают основную массу радиоактивных продуктов. Нам неизвестны работы, в которых анализировались бы продукты деления урана-233, но достаточно хорошо изучены продукты деления урана-235 и можно думать, что составы этих продуктов близки.

В таблице I приводятся основные радиоактивные ядра, возникающие из осколков деления урана-235 исследовательского реактора, использующего твэлы из 3% обогащенного урана после 3 лет его эксплуатации (в г/тонну), периоды полураспада этих ядер и их активность в кюри/тонну.

Таблица I. Содержание радиоактивных изотопов в облученном топливе реактора LWR (поддержка топлива после выгрузки 150 дней) при среднем выгорании 33 ГВт сутки/Т [18].

В реакторе использован уран с 3% обогащением

	Содержание (г/т)		Активность (Ки/т)	T _{1/2}
1. Селен	53,35	⁷⁵ Se	0,408	6,5·10 ⁴ лет
2. Криптон	378	⁸¹ Kr	9490	10,72 года
3. Стронций	877	⁹⁰ Sr	73500	28,6 года
4. Иттрий	477	⁹⁰ Y	73502	2,67 сут.
5. Цирконий	379	⁹³ Zr	12,93	1,53·10 ⁶ лет
6. Ниобий	0,002	⁹⁵ Nb	26,56	34,98 сут.
7. Техний	863	⁹⁹ Tc	14,7	2,13·10 ⁵ лет
8. Рутений	2240	¹⁰⁰ Ru	70000	351,6 сут.
9. Родий	394	¹⁰² Rh	70000	2,9 года
10. Палладий	1460	¹⁰¹ Pd	0,115	6,5·10 ⁶ лет
11. Серебро	61,94	¹¹⁰ Ag	217,1	249,9 сут.
12. Кадмий	88,17	¹¹⁵ Cd	9,813	14,1 года
13. Олово	53,1	¹²³ Sn	21,32	129,2 сут.
14. Сурьма	14,4	¹²⁵ Sb	4210	2,73 года
15. Теллур	585	¹²⁷ Te	1766	58 сут.
16. Йод	278	¹²⁹ I	0,039	1,57·10 ⁷ лет
17. Цезий	2630	¹³⁷ Cs	196300	30,14 года
18. Барий	1610	¹³⁷ Ba	96000	2,55 мин.
19. Церий	2570	¹⁴⁴ Ce	75600	284,9 сут.
20. Празеодим	1230	¹⁴⁴ Pr	75600	17,3 мин.
21. Прометий	52,3	¹⁴⁷ Pm	48600	2,62 года
22. Самарий	836	¹⁵¹ Sm	1250	90 лет
23. Европий	184	¹⁵⁴ Eu	8980	8,5 лет
24. Гадолиний	122	¹⁵³ Gd	1674	242 сут.
25. Тербий	1,85	¹⁶⁰ Tb	0,041	72,3 сут.
26. Нептуний	-	²³⁷ Np	17,4	2,36 сут.
27. Плутоний	-	²³⁹ Pu	2810	87,7 года
28. Плутоний	-	²⁴¹ Pu	115000	14,4 года
29. Америций	-	²⁴¹ Am	200	432,6 года
30. Кюрий	-	²⁴² Cm	15000	162,8 сут.
31. Кюрий	-	²⁴⁴ Cm	2490	18,2 года

И это только часть радиоактивных ядер - продуктов деления урана-235.

Анализ этой таблицы свидетельствует, что радиоактивные нуклиды характеризуются различными параметрами, их количество среди продуктов деления различно и они представляют разную опасность для окружающей среды. Большинство ядер даже с очень высокой активностью (иттрий-90, барий-137, церий-144 и др.) имеют малый период полураспада и их количество уменьшится до безопасного уровня за время -2-3 лет. Такие радиоактивные продукты деления образуют группу короткоживущих радиоактивных ядер (КЖРЯ) и они не представляют серьезной опасности для окружающей среды. Другие ядра имеют период полураспада -10-30 лет и высокую активность (стронций-90, цезий-137) и они распадутся до безопасного уровня за время -1000 лет. Они подлежат в обязательном порядке трансмутации ядерно-физическими методами и называются долгоживущими радиоактивными ядрами (ДЖРЯ). Промежуточную группу составляют активные ядра с периодом полураспада - года (рутений-106, церий-144, прометий-147, европий-154), трансмутация которых может быть осуществлена и ускорителями на не высокие энергии.

В настоящее время ведутся исследования по трансмутации отдельных ядер ядерно-физическими методами как на прямых протонных пучках, так и нейтронами, генерируемыми в реакциях (p,nx).

Исследовалась скорость трансмутации ядер ^{93}Zr , ^{107}Pd и ^{126}Sn пучком протонов с энергией 1 ГэВ. Мишень полагалась бесконечной и моноизотопной. Все величины приводятся на один протон пучка. Для вычисления скорости выжигания нуклидов привлекалась модель межядерного каскада (Барашенков В.С.) с учетом модели предравновесного испускания продуктов реакции. Результаты расчетов представлены в таблице [21]

Количество ядер мишени, уничтоженных в результате реакций	Мишень		
	^{93}Zr	^{107}Pd	^{126}Sn
1. Радиационного захвата нейтрона (n,y)	25	27	38
2. Неупругого взаимодействия нейтронов с ядрами (кроме реакций (n,n'))	8,5	8,6	10,1
3. Неупругие взаимодействия протонов и пионов с ядрами (кроме (p,p) и (π,n'))	1,4	1,5	1,3
Общее количество выжигания ядер	35	37	50

Таким образом основная доля выжигаемых ядер приходится на реакцию радиоактивного захвата нейтрона (п,γ). Более драматично развиваются исследования по определению скорости выжигания ДЖРЯ, таких как ^{90}Sr , ^{137}Cs .

В работах [12] исследовалось выжигание этих ядер в интенсивном потоке нейтронов $\sim 10^{17}$ н/см²е мишенного комплекса, при захвате которых образуются короткоживущие изотопы этих элементов. Однако в [21] показано, что в спектре нейтронов, образующихся в мишени-конверторе линейного ускорителя сечение радиационного захвата будет сильно подавляться ядерными реакциями и время выжигания увеличиться до 10 лет, что совершенно неприемлемо. Оказалось, что цезий-137 более выгодно выжигать протонными пучками малых энергий $\sim 50-100$ МэВ.

Исследования по трансмутации радиоактивных ядер только начинаются, а экспериментальные исследования и практические технологии еще только обсуждаются, поскольку они предполагают выделение отдельных нуклидов из общей массы продуктов деления урана. Эта проблема имеет самостоятельное значение и выделена нами в самостоятельную группу вопросов.

Применительно к отработавшим тизлам торий-уранового реактора эти вопросы остаются практически без ответов. Но ясно, что продукты, выделенные радиохимическими методами, в дальнейшем должны перерабатываться физическими методами с целью выделения радионуклидов. Требуется новые эффективные методы разделения изотопов, учитывающие специфику исходных продуктов.

В последние годы предложены новые высокоэффективные плазменные методы разделения изотопов, исключаяющие многие этапы радиохимии. Твердые продукты, содержащие интересные нас изотопы, подвергаются электронно-лучевому испарению и ионизации. Образующаяся при этом плазма во внешних магнитных полях может быть подвержена резонансной обработке.

Поскольку ионы изотопов одного химического элемента отличаются лишь массами и это различие очень мало, траектории этих ионов во внешнем магнитном поле близки. Это обстоятельство и является источником трудностей, лежащих в основе магнитных способов сепарации изотопов ионов. Однако ситуация изменяется, если в плазме возбуждаются резонансные явления, усиливающие эффект разделения ионов по массе. В настоящее время предложены и исследованы конкретные устройства, обеспечивающие эффективное разделение изотопов [19].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотренная принципиальная схема построения безопасной экологически чистой энергетики основывается на торий-урановом топливном цикле, который хотя и известен, но в практическом плане слабо разработан. Однако его очевидные преимущества, вовлечение в энергетику практически неограниченных запасов тория в земной коре, создание безопасных ядерных реакторов-размножителей на тепловых нейтронах, исключение плутония и других трансурановых элементов из топливного цикла, трансмутация долгоживущих радиоактивных ядер, будут постоянно привлекать к себе

вниманию исследователей. Сегодня другие пути развития ядерной энергетики, основанные на уран-плутониевом топливном цикле, уже получили широкое практическое распространение, однако, в исторической перспективе они обречены ограниченностью запасов урана и серьезными экологическими последствиями. Несмотря на это в ряде стран разрабатываются национальные программы, направленные на частичное устранение недостатков традиционной технологии. В Японии разрабатывается долгосрочная программа "Омега" [20], предусматривающая выделение из высокоактивных отходов нуклидов, применяемых в различных отраслях экономики, и трансмутация долгоживущих нуклидов в короткоживущие. В октябре 1988 года Комиссия по атомной энергии Японии одобрила эту программу по разработке технологий выделения и трансмутации нуклидов. Руководство программой возложено на японь, организованное Научно-техническое управление (STA). Первые организации, начавшие соответствующие НИОКР в стране, - это Японский научно-исследовательский институт по атомной энергии (JAERI), корпорация PNC, Центральный научно-исследовательский электроэнергетический институт (CRIEPI).

Программой разработки технологии разделения предусматривается извлечение из высокоактивных отходов четырех групп компонентов: трансураниевых нуклидов, элементов группы Sr-Cs (долгоживущие радионуклиды), металлов группы Tc-Pt (практически ценные промышленные материалы) и другие группы элементов.

Однако трансмутация предусматривается лишь для первой группы нуклидов, - сжигание актиноидов в реакторах FBR с урановым топливом. Исследуются также процессы реакции скалывания нейтронов ускоренными протонами и гамма-излучением.

Более сложная ситуация сложилась в России. Еще в СССР сложились неформальные инициативные центры по разработке основ ядерной энергетики (Дубна, ОИЯИ; Обнинск, Институт Атомной Энергии; Москва, МРТИ; Харьков, ХФТИ).

Официальное признание этого направления получило в 1987-1988 годах, и в 1990 году сформировалась отраслевая программа "Ядерная трансмутация долгоживущих продуктов деления и актиноидов ядерного топливного цикла", заказчик ГНТУ Минатом энергопрома, Главная организация ИТЭФ, исполнители ИАЭ, ФЭИ, НИКИЭТ, ХФТИ, ВНИИНМ, ВНИПИЭТ, МИФИ, ИАЭТ, РИ, МРТИ, ИФХ АН СССР, ИФВЭ, ОИЯИ, ОКБМ, ВНИИЭФ, ИБФ Минздрава СССР, НИИЭФА, НИИАР. В 1992 году был разработан проект плана сотрудничества с Лос-Аламосской национальной лабораторией США и, в связи с распадом СССР, институтами ряда независимых государств: Украины (ХФТИ), Беларуси (ИРФХП) и Казахстана (МАЭК). В основу плана сотрудничества положена проблема ядерной трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов уран-плутониевого топливного цикла с использованием ядерно-энергетических установок на основе линейного ускорителя протонов. Однако в этих официальных программах нет торий-урановой энергетики и для такой страны как Россия с развитой инфраструктурой уран-плутониевой энергетики в этом нет необходимости. Не перечисленные выше инициативные группы обсуждают проблемы и торий-

урановой энергетики. В других странах также под электроядерным производством энергии понимается не только замкнутый цикл безопасной и экологически чистой энергетики, но и отдельные стороны этого цикла, в основном связанные с уничтожением ДЖРЯ. В реферативной литературе были сообщения о новых направлениях развития атомной энергетики, разрабатываемых в США, основанных на "островной структуре" производства атомной энергии. Детальная структура этих энергетических островов не описана, но рассматриваемая нами безопасная и экологически чистая энергетика имеет все признаки "островной структуры", т.е. в одном месте сосредотачивается весь комплекс предприятий от зарядки ториевых твэлов делящимися ядрами урана-233, до их полной утилизации после завершения топливного цикла и трансмутации ДЖРЯ. За пределы "энергетического острова" подается лишь электроэнергия и тепло.

В рамках поисковых исследований отделение тяжелых заряженных частиц НИЦ ХФТИ основное внимание сосредоточило на следующих вопросах: 1) разработка общей концепции безопасной и экологически чистой атомной энергетики; 2) разработка мощных ускорителей заряженных частиц для электроядерного бриддинга; 3) исследование ядерно-физических процессов в мишенном комплексе; 4) разработка физических основ трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов и 5) разработка ионно-плазменных методов разделения изотопов. В настоящей работе представлена концепция возможного развития работ по созданию безопасной и экологически чистой атомной энергетике в Украине. Основные разделы этой большой работы также нашли свое отражение. Анализ результатов приводит к следующим выводам.

В качестве ускорителя как для наработки делящегося изотопа урана-233, так и для нейтронной подсветки энергетических реакторов-размножителей по нашему мнению лучше всего подходит линейный коллективный ускоритель. Идея линейного коллективного ускорителя защищена авторским свидетельством [22]. В настоящее время проведены эксперименты на физических маломощных моделях. В НИЦ ХФТИ начаты работы по созданию полномасштабного модуля такого ускорителя. В 1992 году проведено первое Международное совещание по ядерным, плазменным и коллективным ускорителям ACCELSEM'92, где подведены итоги начальных работ по новым методам ускорения [23].

В НИЦ ХФТИ выполнены численно-аналитические исследования по переработке РАО различными ядерно-физическими методами.

Рассмотрена возможность переработки РАО тепловыми и быстрыми нейтронами. Найдены необходимые интегральные потоки нейтронов и удельные энергозатраты на каждый акт трансмутации. Показано, что использование реакторов на тепловых нейтронах для трансмутации РАО в целом нерентабельно, поскольку новых РАО нарабатывается больше, чем уничтожается. В случае реакторов на быстрых нейтронах возможно эффективное выжигание группы трансураниевых ядер.

В качестве альтернативных источников нейтронов рассмотрены нейтроны спектра реакций расщепления с конвертором из меди и урана, нейтроны спектра реакций срыва ${}^1_1(d,n)$ с энергией дейтронов 45 МэВ, нейтроны спектра термоядерного реактора с blanketом, охлаждаемым водой.

Показано, что нейтроны спектров реакций расщепления не имеют преимуществ перед нейтронами жесткого спектра быстрого реактора. Но по производительности быстрый реактор уступает источнику нейтронов на основе реакций расщепления.

Показано также, что протоны с энергией 10-1000 МэВ имеют высокую производительность переработки РАО. Недостаток этого метода — значительные потери энергии протонов на ионизацию, особенно в области малых энергий; возникновение профиля уровня радиационной переработки по толщине, что ставит дополнительные проблемы в формировании мишени.

Более того, энергетическая зависимость удельных энергозатрат на один акт трансмутации имеет минимум в области энергий протонов 70-300 МэВ. Поэтому, в отсутствие потерь энергии на ионизацию среды, для переработки РАО можно было бы ограничиться протонными ускорителями на энергию <300 МэВ. При этом интегральный поток протонов и интегральный поток нейтронов из источника на основе реакций расщепления будут одними и теми же при переработке актиноидов.

Наиболее сложную задачу представляет собой трансмутация РАО группы Sr-Cs и Tc-Pf, которые не могут быть эффективно переработаны в реакторах деления. Наиболее эффективны нейтроны спектра термоядерного реактора T(d,n) или реакции срыва $D(d,n)$ с $E_d = 45$ МэВ. До последнего времени предпочтение отдавалось нейтронам спектра реакций расщепления, однако, расчеты свидетельствуют о появлении дополнительных каналов реакций, затрудняющих трансмутацию этих РАО.

При трансмутации ядер протонами удельные энергозатраты на один акт трансмутации составляют ~850-1000 МэВ, затраты на генерацию РАО в реакторах деления составляют ~3000 МэВ на один трансмутант, так что даже в этом грубом приближении трансмутация РАО экономически оправдана. Идея трансмутации РАО протонными пучками малых энергий защищена авторским свидетельством [24].

В литературе обсуждается возможность использования в задачах трансмутации РАО не только протонного и нейтронного, но и гамма излучений. Нами проанализирована возможность переработки РАО фотонами тормозного излучения электронов с энергиями 30 и 100 МэВ. В этом случае удельные затраты на один трансмутант составляют ~5000 МэВ (без учета кпд ускорителя). Таким образом, этот путь требует больших энергозатрат и для получения реальных выходов необходимы высокие плотности потоков фотонов $\geq 10^{18}$ гамма квантов /см²·с (токи электронов в ускорителе выше 1 А).

При переработке РАО торий-уранового реактора, где отсутствуют группы актиноидов, эффективность протонных пучков и нейтронов со спектром реакций расщепления может быть достаточно высокой и энергетически оправданной.

Следует отметить также, что предварительные эксперименты по разделению изотопов ⁶Li и ⁷Li в ионно-плазменной установке, использующей встречные аксиально-симметричные магнитные поля, продемонстрировали высокую эффективность самого метода [19] и возможности установки для организации промышленного процесса разделения изотопов. Таким образом, многие технологические решения проблемы электроядерного бридинга уже найдены и подтверждены численными экспериментами.

ВЫВОДЫ

Существует альтернатива общепринятому направлению развития ядерной энергетики, и она состоит в использовании торий-уранового топливного цикла. Ее реализация возможна в рамках электроядерного бридинга и обеспечивает безопасную и экологически чистую энергетику на длительную историческую перспективу.

В последние 20 лет в различных физических центрах США, Японии, СССР сформировались инициативные исследовательские группы, разрабатывающие отдельные проблемы основ новой электроядерной энергетики, однако ни одна из стран не выступила официально с признанием прав такой энергетики на самостоятельное развитие. Очевидно, что без официального признания и целевого государственного финансирования развитие электроядерной энергетики невозможно.

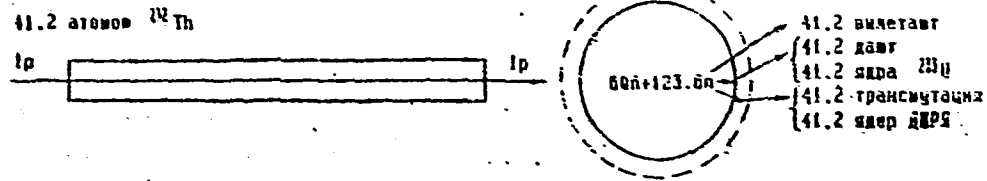
В последних числах декабря 1993 года газета "Известия" (номер 248 от 25 декабря 1993 г.) опубликовала комментарий на заявление генерального директора ЦЕРНа Лауреата Нобелевской премии Карло Руббиа о том, что он считает электроядерный бридинг на основе торий-уранового топливного цикла разумной альтернативой существующей атомной энергетике, исключая опасные ситуации с ядерными реакторами и обеспечивающей экологически чистое развитие атомной энергетики на Земле. Это заявление, сделанное таким видным ученым, как К. Руббиа, придает еще больший вес идее и вселяет надежду энтузиастам-исследователям на скорое начало работ по электроядерному методу в рамках официальных программ.

В заключение автор пользуется возможностью выразить глубокую благодарность научному сотруднику МРТИ Лупандину О.С., одному из инициаторов исследований по электроядерному бридингу в СССР за многочисленные плодотворные дискуссии, а также коллегам, Лымарю А.Г., Мигалене В.Я., Костину В.Я., Шилиеву Б.А. за активное и творческое участие в проведении совместных исследований.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Справочник по ядерной энерготехнологии, - под ред. В.А.Легасова, М.: Энергоатомиздат, 1989.
2. Proceeding: Accelerator - Breeding, Brookhaven Nat. Lab., Upton - New York, 11973, January 1977.
3. Proceeding: Advanced Nuclear Energy Research, Evolution by Accelerators, - Mito, Haraki, Japan, January 1990.
4. Workshop on Nuclear Transmutation of Long - Lived Nuclear Power Radiowastes, Obninsk, Russia, July 1991.
5. Хижняк Н.А., Лымарь А.Г. Исходные данные для технико-экономических исследований коллективного линейного ускорителя электроядерной установки, Харьков, 1987 г.
6. Костин В.Я., Мигаленя В.Я., Шагнев М.Г., Львов А.Н. Атомная энергия, 51, 5, с.336, 1981 г.
7. Зеленский В.Ф., Неклюдов И.М. и др., Использование ускорителей заряженных частиц для имитации и изучения влияния облучения на механические свойства материалов ядерных и термоядерных реакторов. Доклад на Международной конференции по материаловедению, Алушта, май 1990 г.

8. Tasaka K., DCHAIN2: A Computer Code for calculation of transmutation of nuclides, - Report JAERI-M, 8727, 1980, p.145.
9. Blann M., A Statistical Model Computer Code including fusion and preequilibrium modes OVERLAID ALICE, Report C00 - 3494 - 29, 1976, p.12.
10. Blann M., Code ALICA 1851300, - Report Lawrence Livermore Nat. Lab. UCID - 20169, 1984, p.5.
11. Степанов Г.А., Сибирцев А.А., Трехубовский Ю.В. Статистическое моделирование взаимодействия адронов и легких ядер с ядрами. Модель интранидерного каскада, - Препринт ИТЭФ, М., ИТЭФ-91, 1983, с.26.
12. Gregory M., Steinberg M., Report BNL 11915, 1967. Steinberg M., Wotzak G., Manowitz B., Report BNL 8558, 1964.
13. Толстой К.Д. Авторское свидетельство ном.2323987 от 1978 г.;
Лдо Ю.М. Работа АЭС на подкритическом реакторе с внешней нейтронной подсветкой (исключение риска разгона реактора). Препринт ИФВЭ 93-24, ОКУ, Протвино 1993, с. 16.;
Проект "Энергия". Исследование физических аспектов электроядерного способа получения атомной энергии. Дубна, 1991 г.
14. Барашенков В.С., Тонеев В.Д. Взаимодействие высокоэнергетических частиц и ядер с ядрами. Атомиздат, М., 1972 г. Барашенков В.С. Ядерно-физические аспекты электроядерного метода, Препринт ОИЯИ P2-11071, Дубна, 1977.
15. Воронко В.А., Дьяченко В.М. и др. Взаимодействие релятивистских протонов и ядер углерода со свинцовой мишенью, Атомная энергия, 1989, 66, 3, с.215-216.
16. Tunnicliffe P.R., Chidley B.G., Fraser J.S. Роль протонных линейных ускорителей в развитии ядерной энергетики, - Report of the International Conf. on Accelerators in Chalk River, Canada, 1976.
17. Lewis W.B., The Significance of the Yield of Neutrons from Heavy Elements Exited to High Energies, Atomic Energy of Canada Limited, Report NAELCI - 968, 1952.
18. Полузктова Т.Б. Современное состояние проблемы обработки и удаления высокоактивных отходов. Сб.ЦНИИАТОМИНФОРМ, АННФ 314, Москва, 1976.
19. Акшанов Б.С., Хижняк Н.А. Новый эффективный метод разделения изотопов. Письма в ЖТФ, 17, вып.6, 1991 г., с.13-16.
20. Omega Program, Atom in Japan, 32, 11, p.4-12, 1988.
21. Левчук Л.Г., Костин В.Я., Мингалени В.Я. Расчет процессов взаимодействия протонов с мишенями из продуктов деления ЯТЦ при энергии 1 Гэв, Отчет ХФТИ.
22. Беликов В.В., Лымарь А.Г., Хижняк Н.А. Авторское свидетельство ном.434895 от 7.03.1974 г.
Файнберг Я.Б., Хижняк Н.А. Ускорение тяжелых частиц с помощью воли плотности заряда в вакууме и плазме, УФН, 127, вып.2, 1979 г., с.331-334.
23. Proceeding of the I International Conference on Plasma, Laser and Linear Collective Accelerators, ACCEISEM'92 Kharkov, Ukraine, 6-9.10.1992.
24. Костин В.Я., Мингалени В.Я., Хижняк Н.А., Шильев Б.А. Авторское свидетельство ном. 1321296 от 8.04.1984 г.



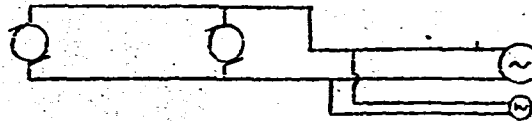
а) Линейный коллективный ускоритель
энергия 1 ГэВ, ток 0,3 А

Мишенный комплекс



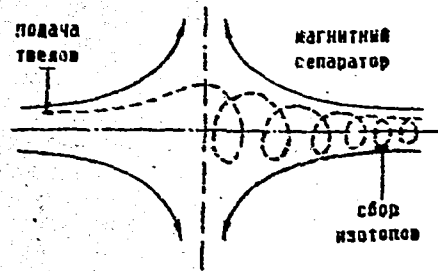
Деление 412 ядер ^{232}U даст
82.4 ГэВ тепловой энергии
+ 4.0 ГэВ энергии от мишени
= 86.4 ГэВ

б) Ядерные реакторы размножители



При КПД = 0,33
86.4 ГэВ даст 28 ГэВ
электроэнергии из них
24 ГэВ в электросеть
4 ГэВ на ускоритель

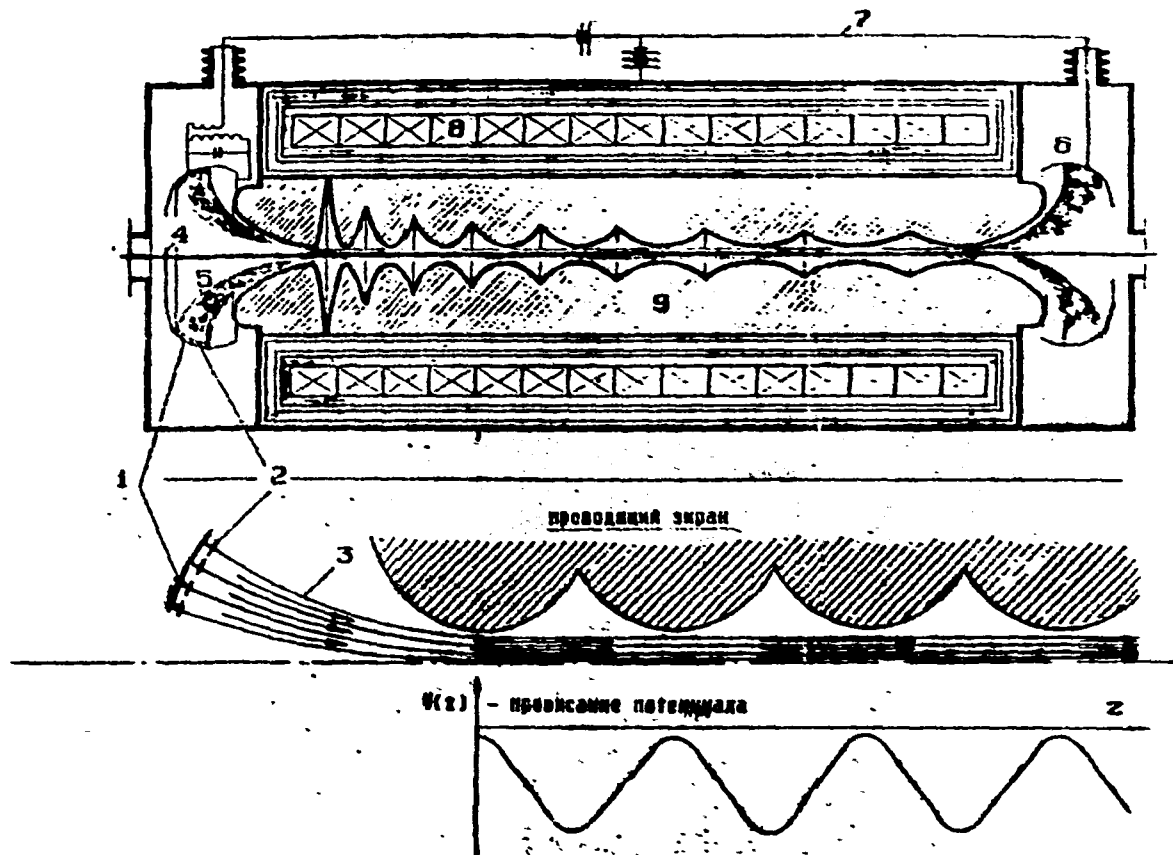
в) Генераторы электрического тока



370,8 кВт
41,2 ДВРЯ
ДВРЯ подается в
мишенный комплекс
Выделение
 ^{232}Th и ^{232}U
подается снова
в реакторы

г) Переработка топлива, выделение ДВРЯ и топлива

Рис. 1 Схема безопасного экологически чистого
энергетического ядерного производства



Представление потенциала накладывается на бегущую волну плотности заряда модулированного электронного пучка и образует ускоряющую волну

Рис. 2 Схема линейного коллектора и ускорителя
 1. Катод; 2. Модулирующие сетки; 3. Стальные линии аксиально-симметричного магнитного поля; 4. Протонный пучок; 5. Электрический пучок; 6. Коллектор; 7. Антенна рекуперации энергии; 8. Сверхпроводящая соленоида; 9. Ускоряющая структура

Ускоритель состоит из инжектора протонов и 21 расположенных друг за другом секций, параметры которых приведены в настоящей таблице. Все ускоряющие секции идентичны по компоновке.

Таблица. Параметры ускоряющих секций

Номер секции	Интервал энергий протонов (МэВ)	Длина (м)	Частота модуляции ЭП (МГц)	Примечание
1	0,25 - 4	4	350	энергия электронов 0,5 МэВ, ток электронов 2,2 кА, ведущее магнитное поле 7,0 Тл, электронный КПД секции 90%
2	4 - 16	5	700	
3	16 - 64	10	1400	
4	64 - 128	13	2800	
5	128 - 180	11	"	
6	180 - 230	10,5	"	
7	230 - 280	10,5	"	
8	280 - 330	10,5	"	
9	330 - 380	10,5	"	
10	380 - 430	10,5	"	
11	430 - 480	10,5	5600	
---	---	---	---	---
19	830 - 880	10,5	"	
20	880 - 940	10,5	"	
21	940 - 1000	10,5	"	
Общая длина		216 м		

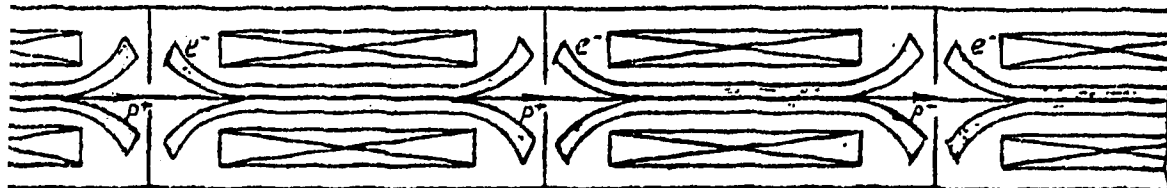


Рис. 3 Структура линейного коллективного ускорителя, предложенного в ХФТИ для электроядерного бридинга

Николай Антонович Хижняк

ПУТИ СОЗДАНИЯ БЕЗОПАСНОЙ ЭКОЛОГИЧЕСКИ ЧИСТОЙ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В УКРАИНЕ

Ответственный за выпуск Л.М.Ракивченко

Редактор, корректор Т.И.Бережная, В.Г.Папкович

Подписано в печать 19.01.94. Формат 60x84/16. Бумага писчая №1.
Офсетн. печ. Усл.п.л. 1,6 . Уч.-изд.л. 1,4 . Тираж 60. Заказ № 35.
Цена договорная. Индекс 3624.

Национальный научный центр "Харьковский физико-технический институт" (ХФТИ)
310108, Харьков, ул.Академическая, 1

Цена договорная.

Индекс 3624

Препринт, 1994, I-22.