

ЗАКРЫТОЕ АКЦИОНЕРНОЕ ОБЩЕСТВО

«ЦЕНТР ФИЗИКО-ТЕХНИЧЕСКИХ ПРОЕКТОВ

«АТОМЭНЕРГОМАШ»

125130, г. Москва, ул. К. Цеткин, д.33

Тел. +7(495) 617-19-15

Тел./факс +7(495) 617-19-14

E-mail: info@cftp-aem.ru

www.cftp-aem.ru

Утверждаю

«08» февраля 2010 г.

Ген. директор – Ген. конструктор
ЗАО «ЦФТП «Атомэнергомаш»

В.В. Чилап

**Релятивистские электроядерные технологии - основа
создания широкомасштабной ядерной энергетики.
(Концептуальный физико-технический анализ)**

**Научно-техническое обоснование и основные положения
комплексной целевой Программы работ
по реализации
принципиально новой схемы электроядерного метода
(1-й этап)**

Москва

2010 г.

Аннотация

С единых позиций, на основе выработанных МАГАТЭ четырех фундаментальных требований к широкомасштабной ядерной энергетике: 1 - неограниченности запасов топливного сырья; 2 - неизменности радиационного фона Земли; 3 - обеспечения режима нераспространения; 4 - естественной безопасности ядерных энергетических установок, проведен концептуальный физико-технический анализ потенциальных возможностей всех современных направлений развития ядерной энергетике.

Установлено, что традиционные технологии, в рамках как тепловых, так и быстрых реакторных установок не удовлетворяют полностью ни одному из четырех требований МАГАТЭ. При этом наиболее важным является то, что не обеспечивается выполнения 1-го фундаментального требования – неограниченности запасов топливного сырья. Даже в уран-плутониевом цикле с быстрыми реакторами вследствие физических ограничений системное время удвоения топлива составит не менее 50 лет. Электроядерные системы в рамках обычно рассматриваемых схем ускоритель – мишень - бланкет (ADS класса EA), не только не устраняют комплекса принципиальных недостатков современных атомных энергетических технологий, но просто нежизнеспособны в качестве основы широкомасштабной ядерной энергетике.

Единственной реальной перспективой выполнения фундаментальных требований к широкомасштабной ядерной энергетике сегодня является использование более жесткого, чем делительный, спектра нейтронов. Для практической реализации этого пути предложена принципиально новая схема электроядерного метода – релятивистская тяжелоядерная (ЯРТ). В новой схеме предлагается вернуться к глубоко подкритической активной зоне из природного или обедненного урана и/или тория, как это и предполагалось делать в известных работах по электроядерному бридингу и, в первую очередь, в многочисленных работах, выполненных в разные годы в ОИЯИ. Разработана концепция релятивистской тяжелоядерной энергетике (ЯРТ-энергетика), реализующей такую схему.

Практическое освоение новой схемы стало возможным в результате сочетания 2-х уникальных комплексов российских и белорусских технологий: 1) разработки технологии уникального российского трехмерного модульного компактного ускорителя протонов на обратной волне (УЛОВ), в западной аббревиатуре - BWLAP/ABC2(3)D; 2) возможностью реализации ряда принципиальных физико-технических и конструктивно-технологических решений, предоставляемых использованием квазибесконечной глубоко подкритичной делящейся мишени.

В новой схеме предложено повысить энергию первичного протонного пучка до 10÷20 ГэВ. Это позволит снизить на порядок требуемый ток ускорителя при той же мощности пучка и значительно повысить долю энергии пучка, идущую на генерацию жесткого нейтронного поля в объеме активной зоны. Повышение энергии протонного пучка позволяет задействовать важный дополнительный механизм значительного повышения жесткости нейтронного спектра – мезонообразование, при этом, в отличие от «классической» электроядерной технологии (ADS) не возникают проблемы охлаждения нейтронопроизводящей мишени и организации окна ввода пучка.

Анализ результатов расчетно-теоретических работ по учету переменности состава и других свойств квазибесконечной делящейся мишени во времени показал, что в течение 0,5-1 года ЯРТ-реактор может выйти на паритетную концентрацию порядка 4% между наработкой и делением плутония в объеме активной зоны. При этом величину коэффициента усиления мощности пучка можно ожидать в диапазоне от 100 до 200, что обеспечит выработку от 1000 до 2000

МВт тепловой энергии при облучении активной зоны ЯРТ-реактора протонным пучком мощностью 10 МВт с энергией 10 ГэВ и током 1 мА.

Концепция ЯРТ-энергетики обеспечена технологически. Все технологии для серийного промышленного производства элементов ЯРТ-систем на сегодняшний день или имеются в наличии, или имеется серьезный научно-технический, опытно-конструкторский и технологический задел для их реализации. Проведенные проработки показали, что размеры ускорителя выполненного по технологии BWLAP/ABC2(3)D на энергию 10 ГэВ составят порядка 60×30×12 м, а КПД около 60%.

На основе анализа физических процессов, протекающих в активной зоне ЯРТ-реактора, которые определяются жестким нейтронным спектром, сохраняющимся в течение всей многолетней кампании и дополнительно ужесточающимся в конечной ее стадии, установлено, что в схеме ЯРТ-энергетики можно уверенно рассчитывать на полное выполнение всех четырех требований МАГАТЭ к широкомасштабной ядерной энергетике.

В рамках схемы **ЯРТ-энергетики** может быть экономически и экологически **эффективно решена проблема утилизации отработанных** тепловыделяющих сборок (ТВС) реакторов типа **ВВЭР и РБМК**, содержащих **ОЯТ**, без их сложной **радиохимической переработки** и разделения. **Использование**, в качестве элемента **топливной композиции** активной зоны ЯРТ-реактора, сферических ТВС-капсул, изготовленных из **отработанных ТВС**, обеспечивает возможность значительного сокращения длительности выхода ЯРТ-реактора на стационарный режим максимальной мощности. При этом возможно одновременно **существенно повысить** его **техничко-экономические показатели**, и обеспечить значительное снижение долгоживущей активности и объемов захораниваемых РАО.

Показано, что расчетные методы и **широко используемые** на сегодняшний день **расчетные программы неадекватны задаче проработки ЯРТ схем**. Для делящихся размножающих сред **существующие** верифицированные **программы дают значительное, до 2 раз, занижение** даже **интегральных характеристик** нейтронного излучения и энерговыделения, причем не только для достаточно больших мишеней при относительно малых энергиях (660 МэВ), но и для весьма малых мишеней массой около 3 кг при энергии 1 ГэВ.

Разработана комплексная целевая Программа «Экспериментальное обоснование и разработка комплекса критических технологий, обеспечивающих получение базовых исходных данных для создания демонстрационного опытно-промышленного образца блока ядерной релятивистской электростанции (ЯРЭС) на основе принципиально новой схемы электроядерного метода» (Программа «ЯРТ-ОЯТ-1»). Обоснована необходимость ее выполнения и возможность реализации Программы в течение 3 лет.

Программа «ЯРТ-ОЯТ-1» нацелена на экспериментальную демонстрацию эффективности и технологическую реализуемость схемы ЯРТ-энергетики и ряда других прикладных приложений ЯРТ-технологии.

Одной из ключевых задач Программы «ЯРТ-ОЯТ-1» является получение базовых исходных данных для разработки ТЗ и ТЭО создания демонстрационного опытно-промышленного образца ЯРТ-системы для производства энергии и глубокой переработки ОЯТ.

В работе 76 страниц, включая 1 рисунок и 8 таблиц, а также содержатся ссылки на 48 литературных источников.

Содержание

Введение: «Проблемы создания широкомасштабной ядерной энергетики»	5
Электроядерные технологии	10
1. Электроядерный бридинг	11
2. Подкритический электрояд – ADS (EA) – шаг вперед, два шага назад	13
2.1. Характеристики электроядерного источника нейтронов	14
2.2. О возможности размещения электроядерного источника нейтронов в промышленных реакторах	17
2.3. Реактор на быстрых нейтронах с электроядерным источником нейтронов	17
2.4. Основные проблемы ADS-установок класса EA	21
3. Релятивистская тяжелоядерная (ЯРТ) энергетика – шаг назад, два шага вперед	22
3.1. Энергоэффективность и естественная безопасность схемы ЯРТ-энергетики	25
3.2. К вопросу о роли ОЯТ в схеме ЯРТ-энергетики	30
3.3. О роли величины энергии первичного протона и π -мезонов в схеме ЯРТ-энергетики	34
3.4. Об адекватности результатов расчетного моделирования имеющимся экспериментальным результатам	38
3.5. Несколько слов о возможностях ускорительной техники	43
3.6. Коротко об особенностях и технологической готовности к реализации основных систем схемы ЯРТ-энергетики	46
3.7. Основные преимущества схемы ЯРТ-энергетики в рамках всего ее жизненного цикла	53
4. Краткие итоги проведенного анализа	57
5. Основные предпосылки и обоснование необходимости формирования и выполнения комплексной целевой Программы 1-го этапа работ по созданию ЯРТ-энергетики	61
6. Комплексная целевая Программа «ЯРТ-ОЯТ-1»	66
Литература	73

Введение: «Проблемы создания широкомасштабной ядерной энергетики»

Главным вопросом, определяющим возможности развития человечества, является вопрос обладания базовой энергетикой и энергетическими ресурсами.

Именно стремление всех активно развивающихся стран к обладанию базовыми энергетическими возможностями, а также крайняя неравномерность в их распределении в мире, - лежат в основе коренных глубинных противоречий и проблем в сегодняшнем мире.

В качестве базовой энергетике сегодня могут использоваться способы получения энергии путем сжигания органического топлива или путем извлечения ядерной энергии. Все остальные, так называемые альтернативные источники энергии, могут дать в общем энергетическом балансе планеты лишь единицы процентов и поэтому влияют на ситуацию обеспечения энергией населения Земли лишь локально.

Ресурсы органического топлива при нынешних темпах развития весьма ограничены (по ряду прогнозов нефти и газа осталось на 30-40 лет) и, кроме того, использование органики создает серьезные экологические проблемы и лишает человечество важнейших источников сырья для производства синтетических материалов.

Таким образом, единственной надеждой человечества остается ядерная энергия.

Однако, несмотря на 56-летнюю историю развития атомной энергетике, ее доля в общем энергетическом балансе планеты составляет менее 5%. С точки зрения влияния атомной энергетике на общую ситуацию в мире по обеспечению энергией человечества, ее, атомной энергетике, сегодня просто нет. Зато есть масса проблем, связанных с ее использованием.

По прогнозу Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) 1974г., ожидалось, что к 2000 году в мире будет построено около 5000 блоков атомных электростанций (АЭС). Фактически на сегодняшний день их количество ~ 450. В США с 1978г. не введено ни одного блока АЭС.

Ответ на вопрос: «Почему количество АЭС в 2010 году в 12 раз меньше чем предполагалось?», - должен являться **ключевым** при выборе направления и технологий развития базовой ядерной энергетике.

Работа традиционных (современных и перспективных инновационных) АЭС основана на использовании ядерных реакторов, в активную зону которых загружается сверхкритическая масса делящихся изотопов, что обеспечивает протекание управляемой самоподдерживающейся цепной реакции деления. Ее реализация определяется следующими факторами:

- 1) использованием в качестве ядерного горючего легкоделящихся материалов – ^{235}U , а в перспективе ^{239}Pu и ^{233}U ;

2) работой с нейтронами спектра деления (средняя энергия спектра – 2 МэВ, максимальная – 10 МэВ);

В диапазоне энергий нейтронов < 10 МэВ, в котором работает традиционная атомная энергетика, работают две основные неупругие реакции:

- реакция деления (n,f), которая отвечает за непрерывную наработку долгоживущих радиоактивных отходов;
- реакция радиационного захвата (n, γ), которая отвечает за непрерывную наработку актиноидов, в частности изотопов плутония.

Причем эти две реакции работают как бы независимо друг от друга, т.е. не являются конкурирующими в силу соотношения сечений этих процессов. Это относится как к тепловым, так и к быстрым реакторам.

Это приводит к 4-м основным, неискоренимым в традиционных ядерных технологиях принципиальным проблемам:

- принципиальной возможности критической аварии;
- использовании и наработке «бомбовых» материалов – актиноидов, т.е. проблема нераспространения;
- непрерывной наработке долгоживущих радиоактивных отходов;
- вытекающая из первых трех – проблема вывода энергетических блоков АЭС из эксплуатации – отсутствует решение вопросов, что же делать с ОЯТ и РАО.

Загрузка блока ВВЭР-1000 составляет ~ 80 т UO₂ (~70 т урана). Каждый год происходит замена ~ 1/3 топлива, т.е. каждые три года происходит полная замена топлива. К концу 3-хлетней кампании количество трансуранов составляет ~ 10,37 кг/т, т.е. ~ 830 кг. За 60 лет эксплуатации одного блока будет выгружено 20 зон, т.е. ~ 1600 тонн ОЯТ, содержащих в сумме ~ 16,6 тонны трансурановых элементов, из которых ~ 16,0 тонн – изотопы плутония [1].

Для справки. При сегодняшних технологиях в процессе переработки 1 т ОЯТ (~ 0,1 м³) образуется ~ 45 м³ жидких высокоактивных РАО, ~ 150 м³ среднеактивных и ~ 2000 м³ низкоактивных [2].

Для понимания масштабов проблемы вывода энергоблоков АЭС из эксплуатации, приведем выдержки из материалов расследования агентства Associated Press [3].

«... Средняя стоимость демонтажа ядерного реактора в настоящее время оценивается в 450 млн. долл. США. ...

... Проблема утилизации отходов особенно обострилась, после того как федеральное правительство отбросило планы захоронения ядерных отходов на режисском объекте в Горе Юкка (Юкка Маунтин), штат Невада. Вместо этого, радиоактивные топливные стержни в настоящее время хранятся в больших железобетонных канистрах на площадках АЭС, которые круглосуточно охраняются и часто проверяются на протечки. ...

... Операторы АЭС, кажется, извлекают пользу из правил NRC, которые не требуют от них выделения денежных средств для захоронения старого ядерного топлива, сноса зданий или возобновления первоначального состояния площадок

АЭС. И хотя некоторые штаты требуют полного восстановления участка до экологических норм, федеральное правительство таких требований не выдвигает».

На хранилище Юкка Маунтин, емкостью 70 000 т ОЯТ, было выделено 96,2 млрд. долларов. Т.е. стоимость обращения с ОЯТ составляет 1374 дол./кг только капитальных затрат, не считая транспортных и эксплуатационных.

Стоимость загрузки топлива на три года ВВЭР-1000 - 94 млн. долларов или 1145 дол./кг.

Таким образом, **обращение с ОЯТ** получается **дороже свежего топлива**.

Еще одной **ключевой проблемой** традиционной атомной энергетики является **ограниченность запасов 235-го урана** – в энергетическом эквиваленте его не больше чем нефти и газа [4÷6], поэтому говорить о традиционной атомной энергетике как об альтернативе органическому топливу, по меньшей мере, некорректно.

Стратегической целью развития широкомасштабной ядерной энергетики является неограниченное по времени снабжение энергией требуемого количества и качества **всего** населения Земли.

Ориентировочный объем мировых потребностей к 2050 г. составляет ~ 10 000 блоков электрической мощностью 1000 МВт, как с учетом замещения выбывающих из эксплуатации сегодняшних блоков АЭС и ТЭС, так и с учетом расширения энергопроизводства в развивающихся и развитых странах.

Подчеркнем, что при широком использовании современных АЭС на базе традиционных технологий, **основными затратами** в жизненном цикле АЭС **будут** не капитальные затраты, а **затраты на обращение с отработанным ядерным топливом, обеспечение режима нераспространения и затраты на вывод из эксплуатации блоков, отработавших свой ресурс** [6]. Это неизбежно приведет к непомерному удорожанию энергии и катастрофически замедлит процесс мирового развития.

МАГАТЭ выработало **четыре основных требования к широкомасштабной ядерной энергетике**:

1. Неограниченные запасы сырья для производства ядерного топлива на сотни лет.
2. Эквивалентность количества радиации добытой из Земли и захороненной в ней после сжигания делящихся изотопов ядерных материалов.
3. Обеспечение условий, гарантирующих нераспространение ядерного оружия.
4. Естественная безопасность установок с ядерным топливом.

Рассмотрим в концептуальном плане, с позиции этих фундаментальных требований, перспективы возможных направлений развития ядерной энергетики.

Вопросом, определяющим **быть или не быть** широкомасштабной ядерной энергетике, является **1-е требование МАГАТЭ**. Действительно, если нет неограниченных запасов сырья, то нет и предмета для обсуждения.

На Земле имеются значительные запасы урана-238 и тория, которые потенциально могут обеспечить все энергетические потребности человечества в течение нескольких тысяч лет. Однако, в частности за счет того, что они имеют пороговый характер деления с энергией порога ~ 1 МэВ для урана-238 и ~ 2 МэВ для тория, - в традиционных реакторах они практически гореть не могут.

Для вовлечения запасов урана-238 и тория в выработку энергии имеются 3 принципиально различных варианта [4-6]:

- 1) наработка плутония-239 из урана-238 в быстрых реакторах-бридерах, и/или урана-233 из тория в тепловых реакторах-бридерах с последующим использованием наработанных плутония-239 и урана-233 в быстрых и тепловых реакторах соответственно;
- 2) гибридный термояд, в котором генерируемые в реакции $d+t \rightarrow {}^4\text{He}+n$ нейтроны с энергией 14 МэВ делят уран-238 или торий;
- 3) электроядерная технология.

Кратко проанализируем эти три варианта с позиций требований МАГАТЭ.

Основной задачей программы строительства реакторов на быстрых нейтронах (бридеров) в рамках **1-го варианта** вовлечения запасов урана-238 и тория в выработку энергии, - является резкое расширение весьма ограниченных запасов ядерного горючего (урана-235) за счёт производства на них искусственного изотопа плутония-239 из урана-238.

Интерес к реакторам на быстрых нейтронах определяется тем, что по мере увеличения энергии нейтронов относительное уменьшение сечения деления меньше относительного уменьшения сечения прилипания, а среднее число генерируемых при делении нейтронов увеличивается [7]. В результате в реакторах на быстрых нейтронах коэффициент воспроизводства $K_B > 1$, причем его величина тем выше, чем больше средняя энергия спектра нейтронов в реакторе [5].

Для обеспечения безопасности бридеров за счет мгновенной отрицательной реактивности, определяемой доплеровским эффектом, **в спектре быстрых реакторов необходимо иметь значительную долю низкоэнергетичных нейтронов с энергией в диапазоне 0,1-10 кэВ. Это приводит к ограничению средней энергии нейтронов в быстром реакторе энергией не выше 200 кэВ [8], не позволяющей пережигать целый ряд трансурановых изотопов.**

Ограничение средней энергии спектра нейтронов величиной 200 кэВ приводит к ограничению коэффициента воспроизводства топлива $K_B \sim 1,3$. Это, по оценкам на основе данных монографии [8], приводит к **системному времени удвоения топлива на уран-плутониевых бридерах ~ 50 лет.**

Значительно большее системное время удвоения топлива будет на уран-ториевых бридерах, поскольку коэффициент воспроизводства урана-233 в этом цикле значительно меньше ($K_B \sim 1,1$), чем в уран-плутониевом [8].

Таким образом, с очень высокой степенью вероятности можно ожидать, что **в схеме 1-го варианта - традиционного реакторного бридинга - урана-235 на Земле не хватит** для реализации широкомасштабной ядерной энергетики.

Кроме того, при таком системном времени удвоения радиохимическое производство по выделению плутония должно находиться непосредственно на АЭС. При этом в цикле производства плутония (наработка в реакторе, выдержка в хранилище до приемлемых для работы доз, выделение и очистка плутония, фабрикация новых высокоактивных тепловыделяющих элементов) будет находиться ~ 20 тонн плутония на каждые 1000 МВт электрической мощности [8]. А для изготовления бомбы его требуется ~ 6 кг. Уместным здесь будет упомянуть также о крайне высокой химической токсичности плутония.

Так, по данным работы [9], в замкнутом ядерном топливном цикле ожидается образование **ежегодно** в результате переработки до 25 м³/ГВт высокоактивных отходов, 50-100 м³/ГВт среднеактивных и до 700 м³/ГВт низкоактивных отходов.

Таким образом, под очень большим вопросом выполнение 2-го и 3-го требований МАГАТЭ 1-м реакторным вариантом.

Еще одно **принципиально важное замечание, касающееся** весьма условного выполнения всеми современными и перспективными традиционными реакторными схемами четвертого требования МАГАТЭ, а именно естественной безопасности ядерных реакторов.

Традиционная ядерная энергетика в рамках реакторных направлений принципиально не может обеспечить полную ядерную безопасность.

Это определяется тем, что все типы традиционных ядерных реакторов обладают **общим и неустранимым недостатком**, обусловленным **необходимостью наличия в активной зоне ядерного реактора сверхкритической массы делящихся изотопов**.

Именно поэтому **длинный перечень преимуществ** инновационных ядерных реакторов, разработанных в США, специалисты **заканчивают так: «В случае появления на АЭС террористов нас ожидает либо Тримайл Айленд, либо Чернобыль»**.

Не будем здесь останавливаться на таких технических «мелочах», как значительное усложнение систем управления и обеспечения безопасности традиционных реакторов при их работе на плутонии. Это определяется тем фактом, что при делении плутония образуется примерно в 3 раза меньше запаздывающих нейтронов, на основе которых и осуществляется безопасное управление реактором.

Подводя итог краткого концептуального анализа **соответствия** традиционного реакторного бридинга (**1-го варианта**) **требованиям МАГАТЭ** к широкомащтабной ядерной энергетике, мы вынуждены сформулировать следующий **вывод: традиционные реакторные технологии не обеспечивают полномасштабного выполнения ни одного из 4-х фундаментальных требований МАГАТЭ**.

Рассмотрение **2-го варианта** – **термоядерного бридинга** – в практической плоскости представляется целесообразным отложить до начала следующего, 22 века, поскольку, даже по оптимистическим прогнозам, ранее создания промышленного термоядерного реактора не произойдет.

Электроядерная технология

Как указывалось выше, главным препятствием построения широкомасштабной ядерной энергетики на основе традиционного реакторного бридинга являются малые коэффициенты воспроизводства, приводящие к неприемлемо высоким системным временам удвоения топлива.

Это обусловлено тем, что в традиционном реакторном бридинге совмещены источник нейтронов для поддержания цепной реакции деления и источник нейтронов для наработки легкоделящихся изотопов. В результате основная доля нейтронов, получаемых в цепной реакции деления, идет на поддержание самой реакции, а также на потери в результате утечки и поглощения в конструкционных материалах и продуктах деления. На само воспроизводство ядерного топлива их, нейтронов, остается крайне мало.

Здесь просматривается прямая системная аналогия с ракетными двигателями.

В химических двигателях (жидкостных и твердотопливных) источник энергии и рабочее тело совмещены, что приводит к принципиальному ограничению скорости истечения и, соответственно, к величине полезной нагрузки. Разделение источника энергии и рабочего тела (в электрореактивных и ядерных двигателях) позволяет существенно (на порядок) повысить скорость истечения рабочего тела и соответственно увеличить долю полезной нагрузки.

Например, вес космического корабля, стартующего на Марс с опорной орбиты вокруг Земли, с целью высадки на Марс двух космонавтов и их возвращения на Землю через три года после старта, при использовании для межпланетного перелета химических двигателей составит около двух тысяч тонн. При использовании ракеты класса «Сатурн-5» сборка космического корабля на опорной орбите займёт не менее двух лет. При реализации марсианской экспедиции с помощью ядерной электрореактивной двигательной установки будет достаточно одного запуска носителя типа "Энергия".

Выход нейтронов в делящейся среде резко возрастает при переходе к энергиям $T \gg 1$ МэВ. Этого нельзя добиться в цепной реакции деления, однако можно достигнуть с помощью непрерывной «подсветки» делящейся среды нейтронами большой энергии, генерируемыми внешним, независимым источником.

В качестве такого источника можно использовать термоядерную реакцию, создающую поток нейтронов с энергией 14 МэВ [4÷6], о перспективах практического применения которой мы упоминали выше.

Другим способом получения нейтронов большой энергии является использование для «подсветки» делящейся среды пучка высокоэнергетичных ионов из ускорителя, конвертируя их в самой среде или в промежуточной мишени в поток нейтронов [4÷6].

Такой способ получения нейтронов получил название электроядерной технологии.

Английская аббревиатура классических ядерно-энергетических установок, управляемых ускорителем - ADS, русское наименование – «электрояд».

Идея электрояда впервые была высказана во времена бурного развития физики ускорителей еще в 50-х годах.

Основным ее назначением в то время рассматривалось военное применение, а именно наработка плутония для производства ядерного оружия.

Кроме того, рассматривались возможности создания на базе электроядерной технологии подкритических (безопасных) ядерных энергетических реакторов, использование электроядерной технологии для наработки нейтронно-дефицитных изотопов, которые нельзя получить в реакторах, а также создание генераторов интенсивных пучков нейтронов для решения ядерно-физических и материаловедческих задач, проблем физики конденсированных сред и других разделов науки [4].

Электроядерная технология комплексная, технически она более сложная, чем традиционная реакторная технология, за счет наличия в установке нового элемента – релятивистского ускорителя протонов.

Однако, гораздо сложнее она с физической точки зрения, поскольку объединяет в себе как физику высоких энергий, носившую до последнего времени сугубо фундаментальный характер, так и реакторную физику, не говоря уже о массе других сопряженных прикладных научных дисциплин.

В 50-е годы ускоритель частиц имел весьма скромный вид и более чем скромные параметры, в т.ч. токи и кпд. Поэтому в первых работах по электрояду были лишь оценки возможности реализации такой схемы в рамках перспективных параметров ускорителей, какими они были на то время.

Тогда-то и возникло мнение, которое, к сожалению, дожило до наших дней, что оптимальной энергией, при которой схема будет наиболее эффективно работать, является энергия протонного пучка на уровне 1 – 2 ГэВ. Основные положения, которые предопределили выбор в пользу этого уровня энергии можно найти, например, в работе [10].

Они сводятся к следующему.

- 1. Необходимо, чтобы ионизационный пробег протона в веществе был существенно больше его пробега относительно неупругого соударения с ядром.*
- 2. Поскольку выход нейтронов монотонно возрастает с энергией протона, а удельные тормозные потери убывают вплоть до области 1 - 1,5 ГэВ, то энергетическая стоимость свободного нейтрона будет минимальна именно в этом диапазоне энергий.*

1. Электроядерный бридинг

Процесс переработки природного (обедненного) урана и/или тория в легкоделящиеся ядра плутония-239 и урана-233 получил название «**электроядерного бридинга**».

По причинам технологического и экономического характера в военных целях идея электроядерного бридинга на практике реализована не была.

В дальнейшем в 1960÷80 г.г. электроядерный бридинг рассматривался в качестве источника ядерного топлива для тепловых реакторов.

Рассматривавшиеся в различных работах **схемы установок для электроядерного бридинга** включали в себя **сильноточный (до ~ 300 мА) ускоритель протонов и квазибесконечную активную зону из обедненного или природного урана**, внутрь которой через узкий канал вводится узкий протонный пучок. В квазибесконечной активной зоне происходит выделение тепла, снимаемое теплоносителем, и нарабатывается плутоний, который периодически выгружается. Вы-

деляемое тепло во втором контуре преобразуется в электричество, питающее ускоритель. Избыток вырабатываемой электроэнергии передается в электросеть.

В связи с высоким и крайне неравномерным энерговыделением в зоне ввода протонного пучка в активную зону, для обеспечения теплосъема в ряде работ рассматривался промежуточный элемент в центре активной зоны – жидкометаллическая, как правило, свинцовая мишень – конвертер протонного пучка в нейтроны.

Важной особенностью электроядерного бридинга является то, что скорость наработки плутония в нем несопоставимо выше, чем в реакторах-бридерах.

Так, в рамках канадского проекта электроядерной установки «ING» на основе ускорителя протонов с энергией 1 ГэВ и током 300 мА, было показано, что эта установка, при условии полного обеспечения собственных энергетических нужд за счет сжигания части нарабатываемого плутония, будет выдавать около 1 г плутония на каждые 2 г затраченного уранового сырья. В реакторах это соотношение составляет ~ 1:200 [4].

Подробную информацию по электроядерному бридингу и другим приложениям электроядерной технологии можно найти в обзорах [4÷6] и приводимой там широкой библиографии.

Концепция электроядерного бридинга, основанная на подходе, при котором одна электроядерная установка должна снабжать ядерным топливом несколько традиционных тепловых реакторов, приводит, при рассматривавшейся в качестве базовой энергии ускорителя 1 ГэВ, к необходимости создания ускорителей с токами ~ 100÷300 мА. Отметим, что, на сегодняшний день, реально достигнутый средний ток в работающих ускорителях близкой энергии составляет ~ 1 мА.

Кроме того, **реализация схемы электроядерного бридинга требовала разработки большого количества сопряженных технологий.** Это технологии самого электроядерного реактора, связанные, в частности, с проблемами высокого и неравномерного энерговыделения в зоне ввода пучка в активную зону, с проблемой окна ввода узкого сильноточного пучка в активную зону. Это, в частности и технологии по замыканию топливного цикла: регулярная выгрузка материала, неравномерно обогащенного наработанным плутонием, выделение наработанного плутония, его очистка, фабрикация высокоактивных твэлов, и т.д. **Эти технологии в промышленном варианте отсутствуют и в настоящее время.**

Все это вместе взятое, а также крупные ядерные аварии (Тримайл Айленд и Чернобыль), – привело к тому, что работы по электроядеру перешли в вялотекущее состояние и не приобрели системного характера.

Здесь необходимо отметить огромный вклад, который внесли в развитие электроядерной технологии работы, **выполненные в ОИЯИ (Дубна).**

Особо отметим этапные циклы экспериментальных работ группы **В.И. Гольданского [11]** и группы **В.И. Юревича [12]**, а также комплекс расчетно-теоретических работ группы **В.С. Барашенкова**, в частности, [13÷15].

К этим работам мы еще вернемся ниже, поскольку они крайне важны для понимания и обоснования по сути единственного реального пути создания широко-масштабной ядерной энергетики в 21 веке на основе электроядерной технологии.

К идее электрояда вернулись существенно позже – в середине 90-х годов, на волне осмысления причин и последствий Чернобыльской аварии.

2. Подкритический электрояд – ADS (EA) – шаг вперед, два шага назад

Интерес к электроядерной технологии возродил Нобелевский лауреат Карло Руббиа (Италия), в недавнем прошлом генеральный директор ЦЕРНа (Швейцария). Несмотря на явное противодействие «реакторного сообщества» ему удалось создать довольно сильную группу единомышленников, результатом работы которой стало повсеместное увлечение проектом «усилителя энергии» - «Energy Amplifier» (EA).

По сути своей предложения Руббиа - это возврат к проработывавшейся ранее (1960÷80 г.г.) схеме подкритического быстрого реактора, управляемого ускорителем.

На волне Чернобыльского синдрома идея абсолютно безопасного (подкритического) ядерного энергетического реактора была крайне позитивно воспринята общественностью.

С точки же зрения специалистов, **главное достоинство идеи Руббиа заключено в смене главной парадигмы электрояда** – один ускоритель обслуживает несколько тепловых реакторов, **на новую парадигму – один ускоритель – один реактор** [6].

Смена парадигмы позволила снизить на порядок требования к току ускорителя до $\sim 10\div 30$ мА, что, на фоне достигнутых ускорительной техникой к тому времени параметров, выглядело вполне реалистично.

Все это вместе взятое привело к тому, что в Евросоюзе и Японии работы по ADS класса EA идут полным ходом.

Исследователи сконцентрированы на следующих направлениях: создание ускорителя, разработка реакторного блока, разработка сложнейшего мишенного комплекса, разработка крайне напряженного окна ввода пучка в мишенный комплекс, работы по конструкционным материалам и теплоносителю, разработка и совершенствование теоретических моделей и методов расчета.

Производящий энергию комплекс классического электрояда – **ADS**, представляет собой гибрид подкритического быстрого реактора и внешнего источника нейтронов. Внешним источником нейтронов является нейтронопроизводящая мишень ограниченного размера, как правило, $\varnothing 20\times 60$ см, размещаемая в центре подкритической активной зоны, в которую по протонопроводу через окно ввода поступает узкий протонный пучок с энергией 1 ГэВ из ускорителя.

Подкритичность активной зоны находится в диапазоне $k_{эфф} \sim 0,97\div 0,98$ и обеспечивается «запальным» ураном-235. При этом спектр нейтронов в активной зоне ADS-установок формируется в основном нейтронами деления со средней энергией ~ 2 МэВ и с максимальной энергией порядка 10 МэВ.

Реально же средняя энергия суммарного спектра нейтронов в ADS-установке оказывается значительно ниже двух МэВ.

Схема ADS: ускоритель – нейтронопроизводящая мишень – подкритический реактор, - устраняющая возможность закритической аварии, создана в качестве альтернативы реакторам на быстрых нейтронах.

Предполагается, что при размещении в активной зоне, наряду с ураном-235 (в качестве «запального» топлива), минорных актиноидов, будет происходить их постепенное выгорание.

Здесь важно отметить **существенное концептуальное преимущество ADS-установок перед традиционными реакторами на быстрых нейтронах**. Помимо практически естественной безопасности за счет подкритической активной зоны, **в ADS в принципе можно реализовать более жесткий, чем в быстром реакторе, спектр нейтронов**. Это позволяет с разной эффективностью, но **перезажигать** все минорные актиноиды, в т.ч. имеющие пороговый характер деления.

Утверждается также, что, при размещении за пределами активной зоны долгоживущих осколков деления урана и плутония, будет возможно организовать их частичную трансмутацию за счет реакции радиационного захвата (n, γ).

Рассмотрим подробнее характеристики таких установок и проанализируем возможности их реализации.

Начнем с характеристик, которые можно ожидать от источника нейтронов, входящего в состав установки. Затем рассмотрим проблемы, которые возникают при использовании таких источников в реакторах.

Необходимо отметить, что по источнику нейтронов, а именно по его исполнению, по физическим процессам, определяющим нейтронные характеристики источника, существует множество, как расчетов, так и экспериментальных исследований, которыми мы и будем руководствоваться при анализе.

По второму пункту, а именно по особенностям работы реактора с электроядерным источником нейтронов, материалы практически отсутствуют.

Попробуем частично восполнить этот пробел с помощью имеющихся работ и существующих моделей, описывающих работу реакторов на быстрых нейтронах.

2.1. Характеристики электроядерного источника нейтронов

По отношению к подкритическому реактору такой источник является внешним источником нейтронов.

По большей части в качестве материала мишени для электроядерного источника нейтронов рассматривается свинец. Многочисленные расчеты и эксперименты проводятся для свинцовой мишени длиной 60 см и диаметром 20 см.

Длина мишени выбирается из соображения, чтобы все протоны пучка успели неупруго провзаимодействовать с ядрами мишени. Мишень такой длины в некоторых работах весьма некорректно называется мишенью «полного поглощения».

Действительно, пробег протонов до неупругого взаимодействия в свинце составляет $L_{in} \sim 17$ см, и мишень с длиной 60 см соответствует $\sim 4 L_{in}$. В результате пучок протонов с энергией 1 ГэВ и током на входе в мишень ~ 10 мА, на выходе

из нее будет иметь ток $\sim 0,2$ мА, весьма завидный для подавляющего большинства действующих ускорителей.

Диаметр мишени должен обеспечить «прозрачность» мишени для нейтронов с $E < 10$ МэВ, образовавшихся в результате взаимодействия пучка протонов с материалом мишени. Мишень должна обеспечивать беспрепятственный выход нейтронов, имеющих ценность, близкую к ценности нейтронов деления реактора, т.е. с энергией $E < 10$ МэВ [16].

Энергия пучка протонов, бомбардирующих мишень $1 \div 2$ ГэВ.

Расчеты по **выходу нейтронов с энергией $E < 10,5$ МэВ**, проведенные в широком диапазоне энергий пучка [17], показали, что оптимальной с точки зрения производства таких нейтронов в **рассматриваемой мишени** $\varnothing = 20$ см, $L = 60$ см, является энергия протонов пучка $1 \div 2$ ГэВ. Этот оптимум определяется в данной работе тем, что зависимость среднего числа нейтронов с энергией $< 10,5$ МэВ на единицу энергии пучка имеет в этом диапазоне энергий максимум и далее медленно спадает с повышением энергии. Таким образом, для рассматриваемой мишени энергетическая ценность нейтрона с энергией $< 10,5$ МэВ в этом диапазоне энергий получается минимальной.

В работе [17] указывается, что **доля нейтронов с энергией $> 10,5$ МэВ** составляет $\sim 10\%$ от общей множественности нейтронов, и, поскольку их измерение в эксперименте является достаточно сложным, - они **просто исключаются из рассмотрения** при определении оптимальной энергии протонов. **При этом игнорируется тот факт**, что именно эти нейтроны, как показано ниже, **уносят большую часть доли энергии первичного протона**, идущей на нейтронообразование.

В таблице 1 приведены некоторые результаты комплекса экспериментальных исследований, выполненных в ЛВЭ ОИЯИ группой В.И. Юревича [12], по средним выходам нейтронов всех энергий (Y) и нейтронов с $E > 20$ МэВ (Y_{20}) в зависимости от энергии протонного пучка в расчете на один первичный протон. Эксперименты проводились на «классической» электроядерной свинцовой мишени $\varnothing = 20$ см и $L = 60$ см.

Таблица 1.

Средние выходы нейтронов всех энергий Y и нейтронов с энергиями выше 20 МэВ Y_{20} , полученные на пучках протонов для протяженной свинцовой мишени $\varnothing 20 \times 60$ см [12].

Энергия протона E_p , ГэВ	Y , n/p	Y_{20} , n/p
0,994	$24,1 \pm 2,9$	$2,1 \pm 0,4$
2,0	$44,2 \pm 5,3$	$4,7 \pm 0,8$
2,55	$63,5 \pm 7,6$	$5,8 \pm 1,0$
3,17	$71,6 \pm 8,6$	$6,8 \pm 1,2$
3,65	$80,6 \pm 9,7$	$8,5 \pm 1,5$

Энергетический баланс пучка протонов с энергией E_p выглядит следующим образом [12]

$$E_p = E_{\text{кин}} + S_n \cdot M_n + \sum E_i + E^* + E_{\text{rec}} \quad (1)$$

Здесь $E_{кин}$ – полная кинетическая энергия испускаемых нейтронов, S_n – энергия отделения нейтрона (для свинца ≈ 7 МэВ), M_n – средняя множественность всех нейтронов, E_i – полная кинетическая энергия + энергия отделения + энергия покоя для новых образующихся частиц, E^* – энергия возбуждения ядра-остатка после эмиссии нейтронов, E_{rec} – энергия отдачи ядра-остатка, при этом $E^* + E_{rec} < 10$ МэВ.

Согласно измерениям, проведенным в цитируемой здесь работе [12], при энергии протонов 2 ГэВ в неупругих соударениях с ядрами свинца в рассматриваемой мишени в среднем ~ 800 МэВ уходит на образование нейтронов и ~ 1200 МэВ на ионизационные потери, эмиссию заряженных частиц, ядерных фрагментов, и образование новых частиц. Тепловыделение в мишени составляет примерно $0,6 E_p$ (за вычетом малой величины при энергиях 1-2 ГэВ, которая уносится п-мезонами). В диапазоне энергий протонов $1 \div 3$ ГэВ $\sim 40\%$ энергии пучка идет на образование нейтронов, при этом 31% – это кинетическая энергия нейтронов, из которых 27% уносят нейтроны с энергией выше 20 МэВ.

Из 2 ГэВ на образование нейтронов с $E < 20$ МэВ тратится менее 240 МэВ, т.е. менее 12%. Остальная часть энергии нейтронообразования – 28% (т.е. ~ 560 МэВ) – приходится на нейтроны высокой энергии, выход которых составляет порядка 15% от средней множественности нейтронов при размерах мишени $\varnothing 20 \times 20$ см, и $\sim 10\%$ при размерах мишени $\varnothing 20 \times 60$ см. Оставшиеся 60% энергии пучка – это тепловыделение в мишени.

Таким образом, системный анализ полученных экспериментальных результатов, проведенный в работе [12], – демонстрирует, с нашей точки зрения, некорректность принятой в работе [17] и, к сожалению, в целом ряде других работ, например [5, 18], постановки задачи определения оптимальной энергии протонного пучка для реализации электроядерной технологии, а также получаемых, в результате такого подхода, выводов. Подробнее эти вопросы освещены в параграфах 3.1, 3.3, 3.4.

Прежде чем перейти к обсуждению возможностей интеграции «классическо-го» электроядерного источника нейтронов в промышленные энергетические реакторы отметим еще несколько моментов, существенных для дальнейшего анализа.

Если нейтроны низких энергий имеют изотропное распределение, то вылет высокоэнергетических нейтронов происходит преимущественно в переднюю полусферу.

Поскольку прохождение пучка в мишени описывается экспоненциальным законом

$$I(z) = I_0 \cdot \exp(-z/L_{in}) \quad (2)$$

где I_0 – интенсивность пучка на входе в мишень, то примерно этому же закону будет следовать распределение по z (вдоль оси пучка) интенсивности эмитируемых из мишени нейтронов, т.е. порядка 70% нейтронов источника испускаются с поверхности мишени на длине z ($0, L_{in}$).

Поскольку энерговыделение в мишени связано с неупругими взаимодействиями первичных протонов, около 70% тепла также выделяется в объеме с z ($0, L_{in}$).

2.2. О возможности размещения электроядерного источника нейтронов в промышленных реакторах

Вопрос взаимодействия подкритического реактора и электроядерного источника нейтронов до сих пор не рассматривался, по-видимому, из-за больших сложностей, возникающих при постановке такой задачи и её решении.

Очевидно, что для успешного внедрения классических электроядерных схем (ADS) необходимо, чтобы они органично сочетались с технологическими и конструктивными схемами современных активных зон (АЗ) реакторов.

Ставить задачу о создании и отработке принципиально новых конструкций и технологий промышленных энергетических реакторных установок специально для реализации электроядерной схемы возможно только при обосновании и демонстрации комплекса убедительных преимуществ такой схемы, а также при демонстрации путей решения всех специфических чисто электроядерных проблем.

Для реакторов на тепловых нейтронах эта схема не проходит. Бессмысленно размещать, например, в ВВЭР-1000 с его размерами, конструктивными элементами, теплоносителем и т.д., источник «жестких» нейтронов, который лишь приведёт к локальному, пространственно неоднородному возмущению нейтронного потока.

Не столь безнадежной на первый взгляд кажется задача применения электроядерного источника нейтронов в составе уран-плутониевого реактора на быстрых нейтронах. В пользу такого варианта можно выдвинуть ряд аргументов.

В реакторах на быстрых нейтронах, в которых используется уран-плутониевое топливо, постоянная разгона реактора очень мала. Единственным механизмом, обеспечивающим мгновенную отрицательную обратную связь, является эффект Доплера, что приводит к необходимости иметь относительно мягкий спектр нейтронов в реакторе.

Поэтому появление в составе реактора элемента с временем срабатывания, соизмеримым с постоянной разгона, позволило бы иметь в реакторе более жесткий спектр. Это должно приводить к большей наработке плутония, т.е. к увеличению коэффициента воспроизводства в реакторе и снижению системного времени удвоения топлива.

Рассмотрим некоторые аспекты работы такой схемы.

2.3. Реактор на быстрых нейтронах с электроядерным источником нейтронов

Известно, что при наличии внешнего источника нейтронов возможна стационарная работа реактора при $k_{эфф} < 1$.

Интерес к этому режиму реактора возродился сразу после Чернобыльской аварии.

Введение в состав реактора практически безинерционного элемента управления реактором рассматривалось, как стопроцентная возможность избежать аварий, подобной случившейся. Поскольку для работы промышленного реактора

требуется мощный внешний источник нейтронов, в качестве такового был предложен электроядерный источник нейтронов.

Уравнение кинетики реактора в точечной модели для стационарного режима работы реактора записывается в следующем виде [19]

$$(k_{эфф} - 1) \cdot N / \ell + Q = 0 \quad (3)$$

Здесь $k_{эфф}$ - эффективный коэффициент размножения нейтронов, N – общее число нейтронов в реакторе, ℓ - среднее время жизни нейтронов, Q – интенсивность внешнего источника нейтронов.

Отсюда имеем связь между подкритичностью реактора, количеством нейтронов в реакторе и интенсивностью внешнего источника нейтронов для стационарного режима

$$\Delta k = 1 - k_{эфф} = Q \cdot \ell / N \quad (4)$$

Полагая, что среднее время жизни нейтронов в реакторе постоянно, при заданном Δk , равном, например, 0,03 ($k_{эфф} = 0,97$), получаем зависимость между интенсивностью источника и количеством нейтронов в реакторе.

Средний поток нейтронов в реакторе

$$\varphi = N \cdot v / V,$$

тогда мощность реактора

$$W = \varphi \cdot \sum_f \cdot V = \mathcal{E} \cdot N \cdot v \cdot \sum_f \quad (5)$$

где: v – средняя скорость нейтронов, V – объём активной зоны, \mathcal{E} - выход энергии на одно деление, \sum_f - среднее макроскопическое сечение деления.

После ряда преобразований связь между подкритичностью, мощностью реактора и интенсивностью источника выглядит следующим образом [19]

$$\Delta k \approx Q / (v \cdot 3 \cdot 10^{10} \cdot W) \quad (6)$$

где: v - среднее число нейтронов, испускаемых в акте деления ($v_{Pu} = 2.93$),
 Q [нейтронов/с], W [Вт].

Легко видеть, что интенсивность внешнего источника нейтронов при заданной величине подкритичности определяет мощность реактора.

Оценим приближенно интенсивность источника, необходимую для реализации стационарного режима работы быстрого реактора с электрической мощностью 1000 МВт и тепловой 2400 МВт.

В таблице 2 приведены параметры типичного проекта промышленного быстрого реактора с мощностью 1000 МВт, подробно рассмотренного в работе [8].

Таблица 2.

Параметр	Величина
Электрическая мощность	1000 МВт
Тепловая мощность	2400 МВт
Топливо	UO ₂ - PuO ₂
Загрузка топлива	4,5 т
Обогащение	20%

Высота АЗ	1,22 м
Диаметр	2,9 м
Объём АЗ	8000 л
Средний нейтронный поток в объеме АЗ	$7 \cdot 10^{15}$ нейтронов/см ² ·с
Средняя энергия нейтронов	200 кэВ
Эффективная доля запаздывающих нейтронов, $\beta_{эфф}$	0,004
Среднее время жизни нейтронов	10^{-7}

Данные по размерам активной зоны (АЗ) относятся к активной зоне без зон воспроизводства.

Подставляя данные, приведенные в таблице 2, в формулы для потока нейтронов получаем

$$Q_{1000} > 6 \cdot 10^{18} \text{ нейтронов/с}$$

Такая интенсивность источника соответствует, согласно таблице 1, току пучка при $E = 1 \text{ ГэВ} - I \sim 40 \text{ мА}$, при $E = 2 \text{ ГэВ} - I \sim 20 \text{ мА}$.

При меньших значениях интенсивности источника Q мощность реактора при заданном значении подкритичности 0,03 будет меньше, примерно в Q/Q_{1000} – раз.

Полученная величина интенсивности источника нейтронов дает представление о масштабах параметров, которые должен иметь источник, предназначенный для работы в промышленных реакторах.

Оценка интенсивности источника получена в рамках точечной модели реактора, которая полагает, что параметры реактора не зависят от пространственной координаты. Относительно источника - это означает, что оценки справедливы для источника с постоянной по объёму плотностью эмиссии нейтронов.

На деле же ситуация значительно хуже, поскольку мы имеем локальный протяженный источник со спектром, содержащим значительную долю высокоэнергетичных нейтронов, расположенный в центре активной зоны реактора.

На работу реакторов на быстрых нейтронах наиболее существенное влияние оказывает изменение энергетического спектра и его пространственная зависимость. Это обусловлено высокой плотностью энерговыделения в активной зоне.

Средняя плотность энерговыделения в БН-600 составляет 550 кВт/л, а максимальная 840 кВт/л [8]. Поэтому любое возмущение нейтронного потока или спектра нейтронов может привести к необратимым последствиям. Внесение в центральную часть активной зоны мощного источника нейтронов сильно искажает нейтронно-физические характеристики реактора.

Наличие в центре реактора полости для мишени увеличивает критическую массу и время жизни нейтронов. В центре АЗ эффективность нейтронов (ценность) в три-четыре раза выше, чем на периферии. Этим определяется процесс перемещения в центр сборки твэлов с меньшим обогащением.

Так, например, для компактной зоны из высокообогащенного металлического ²³⁵U наличие в центре АЗ канала с диаметром 2,52 см приводит к снижению плот-

ности потока нейтронов на 13% по сравнению с однородной структурой, а канал с диаметром 5,04 см дает снижение потока на 22% [20].

Поскольку вся интенсивность источника сосредоточена в центре АЗ, в центре возникает сильное локальное возмущение, как нейтронного потока, так и спектра нейтронов.

Область возмущения имеет размеры порядка длины свободного пробега нейтронов. Кроме того, источник имеет экспоненциальную зависимость плотности эмиссии нейтронов по длине. Поскольку спектр эмитируемых нейтронов «жестче», в области возмущения изменяются сечения процессов и скорости реакций, определяющих работу реактора.

Тепловыделение в мишени требует сложной охлаждаемой конструкции.

Для приведенных выше значений интенсивности источника в объёме мишени с размерами: диаметр 20 см, длина 20 см ($V \approx 6,3$ л) выделяется $\sim 40\%$ мощности пучка, что составляет ~ 16 МВт (плотность тепловыделения порядка 2,6 МВт/л).

Трудно представить себе конструкцию мишени, которая позволяла бы снять такое количество тепла. К тому же размеры полости в центре АЗ, как уже говорилось выше, ограничены.

Наличие в спектре источника нейтронов высокой энергии приводит к возникновению ещё одной локальной области возмущения нейтронно-физических характеристик активной зоны, которая находится на некотором расстоянии от поверхности источника.

Высокоэнергетические нейтроны с энергией до сотен МэВ, являются источниками каскадов, развивающихся в АЗ. Сегодня трудно предсказать, как будет выглядеть зона возмущений, вызванная в объёме АЗ каскадами, и каким образом ее наличие скажется на работе реактора.

Из-за существования локальных зон возмущения нейтронно-физических характеристик АЗ, выгорание топлива, изменение нуклидного состава и энерговыделение значительно изменяются по сравнению с этими же величинами, реализующимися в обычном режиме работы реактора.

Необходимо ответить и на вопросы, как воздействуют высокоэнергетические нейтроны (мощность потока которых при энергии протонов 2 ГэВ составляет $\sim 11,2$ МВт) на жидкометаллический теплоноситель, конструкционные элементы реактора и т.д.

Сегодня с помощью существующих моделей расчета реакторов не только нельзя получить однозначного ответа на возникающие вопросы, но даже качественное рассмотрение не позволяет сколько-нибудь продвинуться в понимании работы такой схемы.

Этим и объясняется отсутствие материалов, посвященных работе реактора с мощным внешним источником нейтронов. Подтверждение работоспособности предлагаемой схемы: подкритический реактор на быстрых нейтронах плюс электроядерный источник нейтронов требует создания новых моделей, которые позволили бы рассчитать работу реактора в этих условиях.

Однако, пытаться с помощью расчетных методов доказать реальную выгоду или хотя бы полезность применения классических электроядерных методов в

классическом реакторостроении, - весьма непродуктивно, - поскольку даже концептуальное рассмотрение показывает, что эта схема нежизнеспособна.

2.4. Основные проблемы ADS-установок класса EA

Технические

1. Проблема теплоотвода от ограниченной нейтронопроизводящей мишени, в которую вводится узкий протонный пучок мощностью $\sim 10\div 30$ МВт и крайне неравномерно высаживается $\sim 60\%$ его мощности.
2. Проблема окна ввода узкого сильноточного протонного пучка мощностью $\sim 10\div 30$ МВт.
3. Для компенсации выгорания ядерного горючего **необходимо иметь запас по току ускорителя в ~ 2 раза** из расчета на каждые $\sim 2,5$ года работы на одной загрузке топлива [21].

Физические

1. В связи со стартовым $k_{эфф} \sim 0,97\div 0,98$ спектр нейтронов в активной зоне определяется самой реакторной сборкой, т.е. определяется спектром деления, в результате чего все недостатки присущие традиционному реакторному направлению сохраняются, хотя и значительно уменьшены в части возможности критической аварии, и несколько снижены в части наработки минорных актиноидов.
2. Даже в делительном спектре со средней энергией спектра ~ 2 МэВ пороговые минорные актиноиды горят малоэффективно.
3. Трансмутация долгоживущих составляющих ОЯТ может идти только на реакции радиационного захвата. При этом, однако, процесс крайне плохо замыкается за счет многошаговых реакций. В результате создаются длинные эволюционные цепочки радионуклидов, среди которых естественно появление и новых долгоживущих радионуклидов [9]. Причем большему нейтронному потоку соответствуют более длинные эволюционные цепочки при данном времени экспозиции. Так в топливе ВВЭР-1000 в конце кампании присутствуют изотопы Cm вплоть до 248-го. (Суммарный поток $= 2 \cdot 10^{14}$ н/см²·с, тепловой поток $= 0,5 \cdot 10^{14}$ н/см²·с).
4. Под вопросом остается проблема естественной безопасности ADS установок. **Наличие** значительного (в разы) **запаса по току ускорителя без решения вопросов ценности высокоэнергетичных нейтронов**, выходящих из ограниченной нейтронопроизводящей мишени в подкритическую активную зону, ставит под сомнение решение этой проблемы в разрезе проблемы международного терроризма.
5. Сжигание в качестве «запального» топлива высокообогащенного урана-235 [21] и малые коэффициенты воспроизводства как на уране-238, так и еще существенно ниже на тории-232.

Таким образом, анализ результатов **смены главной парадигмы электрояда в схеме ЕА** приводит к тому, что, несмотря на значительные усилия и затраты на создание ADS-установок имени К. Руббиа, - **создание широкомасштабной ядерной энергетики на основе этой схемы невозможно.**

Видимо именно поэтому Российское правительство, вполне обоснованно поддерживая отдельные фундаментальные экспериментальные и расчетно-теоретические исследования в данном направлении, не менее обоснованно не начинает системных масштабных работ в области классического электрояда.

Да, будет создано несколько опытно-промышленных **ADS-установок**, как впрочем, и быстрых реакторов, однако **выполнения ни одного из фундаментальных требований МАГАТЭ** к широкомасштабной ядерной энергетике, за исключением, возможно, четвертого, - в полном масштабе **они не обеспечат.**

Приходится признать, что идея соединить воедино два метода получения нейтронов: традиционный реактор и электрояд с целью создания широкомасштабной ядерной энергетики – несостоятельна.

Вместе с тем заслуга ADS-систем («классического» электрояда) состоит в том, что впервые физика высоких энергий из сугубо фундаментальной области науки стала масштабно рассматриваться в прикладном плане.

3. Релятивистская тяжелоядерная (ЯРТ) энергетика – шаг назад, два шага вперед **(Все новое – это хорошо забытое старое)**

После открытия деления ядра, на создание и развитие ядерной отрасли были брошены колоссальные финансовые ресурсы и сформированы огромные армии высококвалифицированных специалистов, как у нас, так и за рубежом. Работы велись невиданными темпами в условиях соревнования двух социальных систем, боровшихся не только за приоритет, но и просто за выживание.

Любая мало-мальски реализуемая идея доводилась до работающего «железа», жила и совершенствовалась, пока были хоть какие-то надежды получить требуемый результат. Достаточно обратиться к литературе того времени (1950-е ÷ 70-е годы), чтобы представить себе размах работ, высочайший научный уровень экспериментальных и теоретических исследований, и степень проработки возможностей практической реализации получаемых результатов.

Современная ядерная энергетика является квинтэссенцией этой гигантской многолетней работы.

Ядерная физика, в части нейтронной физики, базирующейся на делительном спектре нейтронов, прошла свой долгий и трудный путь и завершила его, остановившись на оптимальных схемах, реализуемых в современных АЭС.

Поэтому естественно, что сегодня в этой постановке нет реальных перспективных предложений, поскольку трудно себе представить, что в этой области что-либо принципиальное еще детально не изучено.

Понятная сегодня многим специалистам перспектива – это использование более жестких нейтронов.

Программа создания реакторов на быстрых нейтронах – это и есть вполне логически понятная попытка реализовать возможность создания широкомасштабной ядерной энергетики путем сдвига в область более жесткого спектра нейтронов.

Выше было показано, что это крайне трудно реализуемая попытка, поскольку она, также как и современная ядерная энергетика базируется на жесткой части, но все-таки делительного спектра, балансируя на острой грани $k_{эфф} = 1$, и простора для реализации здесь совсем немного. Однако работающие БН, даже если они созданы в урезанном виде, - дают с точки зрения будущего ядерной энергетики неоценимый опыт для дальнейшего движения в этом направлении.

Фундаментальные недостатки современных атомных энергетических технологий изложены выше.

Как было показано, не устраняют принципиальных недостатков современных атомных энергетических технологий, да и просто нежизнеспособны, и электро-ядерные системы в рамках обычно рассматриваемых схем ADS класса EA.

Единственной реальной перспективой для решения фундаментальных проблем современных ядерных энергетических технологий на сегодня является использование более жесткого, чем делительный, спектра нейтронов.

Решение этой задачи возможно в рамках принципиально новой схемы электроядерных энергетических систем – схемы релятивистской тяжелоядерной (ЯРТ) энергетики.

Современное состояние исследований в области электроядерной технологии, и, в первую очередь, работы ОИЯИ в области электроядерного бридинга [11÷15] в квазибесконечных мишенях из природного (обедненного) урана и тория, - позволили инициативной группе российских и белорусских ученых и специалистов разработать основы концепции ЯРТ-энергетики и пути ее реализации [22÷27].

Кратко основные предпосылки разработки и основы концепции этой схемы изложены в работе [28].

Принципиальные отличия схемы ЯРТ-энергетики от «классического» электрояда – ADS, кратко сформулированные ниже, - потребовали и нового названия - ЯРТ, отражающего суть предложенной схемы.

В рамках схемы ЯРТ-энергетики предлагается для начала сделать **1 шаг назад**, т.е. вернуться к квазибесконечной активной зоне (АЗ) из природного (обедненного) урана и/или тория, как это и предполагалось делать в многочисленных работах по электроядерному бридингу, и, в первую очередь, в работах [11, 13÷15]. Такие активные зоны **глубоко подкритичны**. Например, коэффициент размножения нейтронов в бесконечной среде из природного урана составляет $\sim 0,36$ [29].

Как было показано Г.И. Марчуком еще в 1958 г. в монографии [30], **только в глубоко подкритичной системе можно перейти к спектру нейтронов, определяемому внешним источником нейтронов, т.е. получить существенно более жесткий, по сравнению с делительным, спектр нейтронов.**

При реализации этого 1-го шага назад в схеме ЯРТ-энергетики, в активной зоне ЯРТ-реактора создаются **условия для формирования значительно более жесткого, чем делительный, спектра нейтронов.** Это позволяет задействовать большой набор конкурирующих между собой неупругих процессов. Кроме комплекса пороговых реакций типа (n, xn) , начинает эффективно работать массив многоступенчатых каскадных реакций, порождаемых внутриядерными и межъядерными каскадами, которые сопровождаются высокоэнергетичным и низкоэнергетичным делением. Эти процессы обеспечивают, в частности, возможность эффективного деления и фрагментации всего, что может делиться, в т.ч. и пороговых минорных актинидов.

Глубокая подкритичность активной зоны в схеме ЯРТ-энергетики позволяет, кроме того, **на много порядков снизить плотность энерговыделения в центральной области ЯРТ-реактора - мишени,** как за счет использования сканирующего расходящегося пучка, так и за счет открывающейся возможности реализации комплекса других конструктивно-технологических решений. Это позволяет, в рамках схемы ЯРТ, **в принципе устранить потребность в** крайне сложном **промежуточном элементе,** который является **непременным атрибутом** классической схемы ADS – **в ограниченной нейтронопроизводящей мишени.**

Следующие **два шага вперед** в схеме ЯРТ-энергетики:

1. Глубокая коррекция парадигмы К. Руббиа: **один ускоритель – один глубоко подкритический реактор,** выполненный на основе квазибесконечной активной зоны из природного (обедненного) урана и/или тория.
2. **Переход к энергиям протонов (дейтонов?) ~ 10÷20 ГэВ.** Это позволяет снизить на порядок требуемый ток ускорителя при той же мощности пучка и значительно повысить долю энергии пучка, идущую на генерацию жесткого нейтронного поля в объеме активной зоны.

2-й шаг вперед позволяет также задействовать важный дополнительный механизм значительного повышения жесткости нейтронного спектра в ЯРТ-реакторе. Этим механизмом, как показывают анализ и оценки (см. параграф 3.3), является мезообразование в квазибесконечной мишени при энергиях инициирующего пучка выше 5÷6 ГэВ.

Важнейшей особенностью предложенной схемы является то, что крайне сложные технические проблемы, принципиально неустранимые в схеме классического электроряда (ADS), - в рамках схемы ЯРТ-энергетики практически отсутствуют. Это проблемы, которые связаны с теплоотводом от ограниченной нейтронопроизводящей мишени, в которую вводится узкий протонный пучок мощностью ~ 10÷30 МВт, а также с окном ввода этого сильнофокусированного пучка.

Отметим здесь, для более полного дальнейшего понимания подходов к реализации схемы ЯРТ-энергетики, что АЗ ЯРТ-реактора по своей физике является

многозонной, с переменными во времени составом и другими характеристиками каждой зоны. Предполагается, что она будет формироваться в виде структурированной шаровой засыпки, капсулированные элементы которой изготавливаются на основе микротвальной технологии. Тепло, выделяемое в активной зоне в процессе работы ЯРТ-реактора, будет сниматься высокотемпературным гелиевым теплоносителем.

Таким образом, **схема ЯРТ-энергетики однозначно реализует 1-е фундаментальное требование МАГАТЭ по неограниченным запасам сырья, поскольку не требует для своей работы «запального» легкоделящегося урана-235.**

Осталось выяснить, а будет ли эта схема энергетически эффективной, т.е. ответить на весьма простой вопрос: «А можно ли на ее основе создать базовую энергетику Земли?».

Разобраться с этим вопросом нам помогут упоминавшиеся выше этапные фундаментальные работы [11÷15], выполненные в ОИЯИ.

3.1. Энергоэффективность и естественная безопасность схемы ЯРТ-энергетики

В таблице 3 приведены результаты по наработке плутония и количеству делений в расчете на 1 протон, полученные в уникальном комплексе экспериментов группы В.И. Гольданского [11], выполненных на квазибесконечных мишенях массой ~ 3,5 т из обедненного и природного урана при облучении их протонами с энергией 660 МэВ на синхроциклотроне ЛЯП ОИЯИ.

В данных таблицы 3 не учтены 3-4 деления, которые происходят в каскадной области в центральной зоне мишени. Утечка нейтронов из такой мишени по данным авторов составляет ~ 10-12% [11].

Отметим, что благодаря нетривиальному, физически корректному, техническому решению экспериментальной установки, связанному с асимметричным вводом пучка, эти результаты эквивалентны результатам, которые можно было бы получить при стандартном подходе на квазибесконечных урановых мишенях массой ~ 7 т.

Таблица 3.

Выход плутония и количество актов деления в мишенях в расчете на 1 протон с энергией 660 МэВ [11].

	Выход плутония, число ядер	Число делений
Обедненный уран	38±4	13,7±1,2
Природный уран	46±4	18,5±1,7

Согласно данным [31], при делении ядра урана-238 локально, с учетом энергии нейтронов, выделяется ~ 197 МэВ.

Учитывая практически полное поглощение в исследуемых мишенях протонов с энергией 660 МэВ и 3 деления в центральной каскадной области, без учета оцененной в [11] утечки ~ 10-12% нейтронов, получим величину энерговыделе-

ния в исследовавшихся мишенях в расчете на один протон. Энерговыведение в экспериментах [11] составило, в среднем, ~ 3950 МэВ на протон в обедненном уране, и ~ 4900 МэВ на протон в природном уране.

Таким образом, **коэффициенты усиления мощности** протонного пучка с энергией **660 МэВ**, в рассматриваемом **комплексе уникальных экспериментов [11]**, составляют: **~ 6,0 на обедненном уране**, и **~ 7,4 на природном уране**.

По балансовым оценкам, выполненным в работе [25], на основе данных фундаментальной монографии В.С. Барашенкова и В.Д. Тонеева [32], доля энергии первичного протона, идущая на нейтронообразование, составляет при энергии ~ 660 МэВ - ~ 23%, при энергии 1 ГэВ ~ 40%, а при энергии 10 ГэВ - ~ 66%. Подробнее об этом в параграфе 3.3.

В таблице 4 приведены энергетические характеристики нейтронного излучения, полученные в результате системного комплекса экспериментальных работ группы В.И. Юревича [12], выполненного в ЛВЭ ОИЯИ, включая долю энергии протона, идущую на нейтронообразование, в зависимости от его энергии. Эти результаты получены на ограниченной свинцовой мишени классического ADS-ного вида с размерами: Ø20×60 см.

В таблице 4 приняты следующие обозначения: $\langle E \rangle$ - средняя величина энергии нейтронов, E_{kin} – кинетическая энергия нейтронного излучения, E_p – энергия протонов, W – энергия, затраченная на нейтронообразование, где

$$W = E_{кин} + S_n \cdot M_n,$$

из уравнения (1).

Отметим, что в долю энергии протона, идущую на нейтронообразование W , в этой работе, как и в целом ряде других работ, вполне корректно, особенно для диапазона энергий 1÷2 ГэВ, - не включены затраты энергии на образование пионной компоненты. К обсуждению этого вопроса мы вернемся в параграфе 3.3.

Таблица 4.

Энергетические характеристики нейтронного излучения, выходящего из ограниченной свинцовой мишени с размерами Ø20×60 см, в зависимости от энергии протонов [12].

E_p , ГэВ	$\langle E \rangle$, МэВ	$E_{кин}$, МэВ	$E_{кин} / E_p$, %	W , МэВ	W / E_p , %
0,994	8,82	213	21,3	382	38,2
2,0	11,6	513	25,6	822	41,1
3,65	13,7	1106	30,3	1670	45,6

Данные таблицы 4 показывают, что средние величины энергии нейтронов, кинетической энергии и доли энергии, затраченной на образование нейтронов, определенной без учета пионной компоненты, - возрастают с ростом энергии пучка.

Этот экспериментально установленный факт подтверждает правомерность «2-го шага вперед» схемы ЯРТ-энергетики, а именно, необходимость повышения энергии протонного пучка до уровня энергии ~ 10÷20 ГэВ.

Экстраполируя результаты работы [11], учитывая балансовые оценки работы [25], выполненные с учетом вклада пионной компоненты в генерацию нейтронов при высоких энергиях, мы получим следующие ожидаемые **коэффициенты усиления мощности** протонного пучка с энергией 10 ГэВ в квазibesконечной мишени: ~ **17,0 на обедненном уране** и ~ **21,0 на природном уране** соответственно.

Много это или мало?

Проведем **консервативную оценку**.

Примем для удобства оценок величину коэффициента усиления мощности протонного пучка с энергией 10 ГэВ в ЯРТ-реакторе равной 20.

Примем кпд ускорителя равным 50% .

Примем кпд 2-го контура равным 50%.

Отметим, что поскольку в ЯРТ-энергетике, в отличие от традиционных АЭС, где теплоноситель является одновременно и замедлителем, и поэтому их кпд ~ 33%, - мы имеем возможность использовать наиболее прогрессивные технологии 2-го контура, разработанные и применяемые сегодня на тепловых электростанциях, в частности сверхкритические параметры теплоносителя 2-го контура – воды, т.е. иметь кпд 2-го контура до ~ 60%.

Протонный ускоритель мощностью 10 МВт, при энергии протонов 10 ГэВ и токе 1 мА ($6,25 \cdot 10^{15}$ протонов/с), обеспечит энерговыделение в ЯРТ-реакторе ~ 200 МВт.

При кпд 2-го контура 50% ядерная релятивистская электростанция (ЯРЭС) выработает 100 МВт электричества. Из них, с учетом кпд ускорителя 50%, - 20 МВт пойдет на собственные нужды – на ускоритель.

Т.е. ~ 20% вырабатываемой электрической мощности ЯРЭС пойдет на собственные нужды. Сегодня блок ВВЭР-1000 тратит на собственные нужды ~ 5% вырабатываемой электроэнергии.

Предвидим скептицизм представителей реакторного сообщества, свято берегущих каждый полученный нейтрон и работающих исключительно со спектром деления: «С такими показателями, ребята, приходите-ка, лет эдак через 50-70, когда закончатся нефть, газ и уран-235, тогда может и поговорим. Ведь наши «реакторы – это чудо» – загрузил топливо, (35-й уран) - и они сами работают». И окажутся неправы.

Вспомним о том, что мы сделали вначале 1 шаг назад, т.е. вернулись к квазibesконечной активной зоне, характерной для схемы электроядерного бридинга, и обратимся к циклу расчетно-теоретических работ в этой области [13÷15], выполненных группой В.С. Барашенкова в ЛИТ ОИЯИ для энергии протонов 1 ГэВ.

Чтобы не затруднять читателя длительными поисками соответствующих работ далее мы прибегнем к крупноблочному цитированию.

*«Все выполненные до настоящего времени теоретические и экспериментальные **оценки** характеристик электроядерного бридинга относятся к мишеням, **состав и все другие свойства которых не изменяются** с течением времени. Такое приближение, справедливое при небольших интегральных потоках ускоренных протонов, совершенно не применимо к системам с током протонов $N_p \sim 100$ мА. В этих системах уже в течение первых недель их работы накапливается большое количество ядер ^{239}Pu , деление которых низкоэнергетичными ней-*

тронами (в области $T \leq 10,5$ МэВ) значительно увеличивает поток нейтронов, что в свою очередь сначала увеличивает, а затем благодаря слишком большому числу делений снижает выход плутония, и система из эффективного наработчика плутония может превратиться в реактор, «сжигающий» ^{238}U .

Тот факт, что переход от чистого ^{238}U к естественному урану почти на четверть увеличивает поток нейтронов и выход плутония [4, 13], говорит о важности такого нелинейного «эффекта разгонки» [14]. (Здесь и далее выделения и нумерация литературы наши).

Отметим, что, несмотря на оценочный характер этой, да и всего множества других расчетно-теоретических работ в этой области, к чему мы еще вернемся несколько ниже, результат по увеличению наработки плутония с ростом концентрации легкоделящегося урана-235 в квазибесконечной мишени неплохо коррелирует с экспериментальными результатами работы [11]. Безусловно, этот результат, хотя и несколько занижает увеличение выхода плутония в зависимости от концентрации легкоделящихся ядер, - правильно отражает характер процесса (табл. 3).

«Независимо от интенсивности пучка протонов N_p при $t \geq 6$ месяцев эффект разгонки стабилизируется (выходит на насыщение). ... Максимальная наработка плутония приходится на интервал от 3 до 6 месяцев. При больших концентрациях сгорает все большая и большая часть нарабатываемого плутония». [14].

В работе [15], авторы в квазибесконечной ториевой мишени со свинцовым сердечником при энергии протонов 1 ГэВ, выходят на оценку предельной паритетной концентрации ^{233}U в электроядерном ториевом бридинге на уровне $\sim 4\%$.

«... при увеличении концентрации ядер ^{233}U нейтронный поток резко возрастает, однако наработка изотопа ^{233}U ... наибольшая при концентрациях $^{233}\text{U} \leq 1,5\%$ и быстро снижающаяся при увеличении концентрации. Это указывает на необходимость перегрузки мишени (во всяком случае, в областях с максимумом плотности нейтронов) еще при сравнительно небольшой наработке ^{233}U .

... С увеличением обогащения распределения нейтронного потока по объему мишени становятся более равномерными, соответственно уширяются и становятся более гладкими распределения числа захватов, делений и тепловыделения. ... В их основной части энергетические спектры нейтронов также очень слабо зависят от обогащения» [15].

«Основное различие электроядерного бридинга в ториевых и урановых мишенях состоит в том, что при использовании тория приблизительно на треть снижается поток нейтронов и наработка легкоделящегося изотопа, более чем вдвое снижается суммарное тепловыделение и одновременно возрастают температурные градиенты в центре мишени.

Однако, если расстояния внутри мишени выразить в единицах $\text{г}/\text{см}^2$, то пространственные распределения различных величин в урановых и ториевых мишенях оказываются довольно близкими» [15].

С учетом того, что отношения $\alpha = \sigma_\gamma / \sigma_f$ для ^{233}U и ^{239}Pu , а также сечения радиационного захвата σ_γ для ^{232}Th и ^{238}U в рассматриваемой области энергий близки [33], в пределах точности вышеприведенных оценок, примем, что паритет в квазибесконечной урановой мишени (активной зоне ЯРТ-реактора), - наступит также при концентрации легкоделящегося $^{239}\text{Pu} \sim 4\%$.

В работах [14, 15] приведены также оценки увеличения тепловыделения за счет деления в зависимости от концентрации ядер ^{239}Pu и ^{233}U , которые составляют от $\sim 6,5$ до ~ 20 раз.

Сохраняя приверженность консервативности наших оценок, с учетом сделанного предположения о том, что паритет на плутонии наступит при его концентрации также $\sim 4\%$, получим, что через $\sim 0,5 \div 1,0$ года после запуска ЯРТ-реактора его коэффициент усиления мощности возрастет с ранее оцененной величины ~ 20 на старте работы установки, до $\sim 20 \times 6 = 120$.

Такой коэффициент усиления, при мощности ускорителя 10 МВт, приведет к выработке 600 МВт электрической мощности. Из них 20 МВт по-прежнему уйдут на собственные нужды – на питание ускорителя, что составит $\sim 3,3\%$.

Даже в весьма консервативной оценке, выполненной на основе экстраполяции результатов экспериментов [11, 12] и расчетного моделирования [13-15], имеем результат, который позволяет вполне обоснованно ожидать **высокой энергоэффективности схемы ЯРТ-энергетики** при ее промышленной реализации.

Отметим, что результаты работ [11, 13-15] получены для «голой» квазибесконечной мишени.

«С течением времени очень быстро возрастает утечка нейтронов из мишени. Если при концентрации легкоделящегося изотопа $N_d = 0,7\%$ она составляет всего лишь около 6-7% от полного числа нейтронов, то при $N_d = 5\%$ из мишени вылетает уже около половины всех нейтронов. Абсолютная величина нейтронного потока возрастает при этом на два порядка. Это связано в первую очередь с увеличением числа делящихся ядер плутония в периферических областях мишени, благодаря чему плотность потока нейтронов здесь резко возрастает». [14].

Эти расчетные оценки говорят не только о необходимости использования отражателя в ЯРТ-реакторе, но и позволяют обоснованно предполагать, что применение отражателя значительно уменьшит время выхода ЯРТ-реактора на стационарный режим максимального коэффициента усиления мощности.

Крайне важным является вышеприведенный результат работы [15], об очень слабой зависимости энергетических спектров нейтронов в исследованной области от обогащения. Это говорит о том, что **при выходе на паритетную концентрацию**, т.е. на стационарный режим работы с высоким коэффициентом усиления мощности, **система остается глубоко подкритичной**. Об этом же говорит и полученная в работе [15] величина паритетной концентрации легкоделящегося изотопа $\sim 4\%$. Напомним, что традиционные быстрые реакторы работают при обогащениях $\sim 20\%$. [8].

Таким образом, схема ЯРТ-энергетики, обеспечивая высокую энергоэффективность, также обеспечивает **полное выполнение 4-го требования МАГАТЭ об абсолютной естественной безопасности**, а сохранение жесткого нейтронного спектра за счет сохранения глубокой подкритичности системы позволяет серьезно рассчитывать на убедительную реализацию 2 и 3-го требований МАГАТЭ.

Еще одним **важным резервом** для значительного сокращения времени выхода ЯРТ-реактора на стационарный режим максимального коэффициента усиления мощности является возможность и целесообразность введения в качестве элемента топливной композиции ЯРТ-реактора **ОЯТ** существующих АЭС.

За счет наличия в составе ОЯТ ~ 2% легкоделящихся изотопов [1] появляется возможность значительно повысить стартовый коэффициент усиления ЯРТ-реактора.

Рассмотрим этот вопрос несколько подробнее.

3.2. К вопросу о роли ОЯТ в схеме ЯРТ-энергетики **(Что для ЯРЭС – хорошо, то для АЭС - смерть)**

Как показано в преамбуле настоящей работы нерешенность проблемы утилизации ОЯТ, содержащего накопленные долгоживущие радиоактивные продукты деления и минорные актиниды, - является одним из серьезных препятствий для развития традиционной атомной энергетики.

На сегодняшний день отработанные тепловыделяющие сборки (ТВС), содержащие ОЯТ, не подвергаются переработке, а просто размещаются в комплексе пристанционных хранилищ действующих АЭС, ожидая разработки эффективных технологий переработки и создания соответствующих производственных мощностей.

Согласно закону РФ об атомной энергии, в проектах вновь возводимых блоков АЭС должен быть прописан комплекс мероприятий по выводу этих блоков из эксплуатации. И действительно, в последних проектах блоков появился такой новый раздел. Правда очень короткий, - он занимает, как правило, меньше одной страницы. И детально прописан там сложный процесс вывода блока из эксплуатации, который в одном предложении можно сформулировать примерно так: «После завершения срока эксплуатации блока АЭС «имярек», отработанное топливо выгружается из реактора, и все накопленные запасы РАО и ОЯТ вывозятся с территории станции». Куда? Зачем? Кому? Краткость, конечно, сестра таланта, но подобная профанация лишний раз подтверждает глубокий тупик, в котором оказалась атомная энергетика, основанная на традиционных реакторных технологиях.

Количественные данные как по объемам ОЯТ, накапливаемым в процессе эксплуатации АЭС, так и по объемам радиоактивных отходов, образующихся при современных и перспективных (в рамках замкнутого топливного цикла) технологиях переработки ОЯТ, приводились выше.

В рамках проводимых мероприятий по созданию технологий переработки ОЯТ практически не проводится системных технологических работ по снижению долгоживущей активности подлежащих захоронению высокоактивных долгоживущих компонентов ОЯТ. В качестве основного способа снижения их активности рассматривается просто длительная выдержка.

В достаточно далекой перспективе рассматривается несколько подходов к снижению долгоживущей активности ОЯТ. Все они основаны на предварительной радиохимической переработке с целью выделения наиболее опасных долгоживущих осколков деления и трансурановых изотопов, включая минорные актиниды, наработавшихся в ТВС в процессе их работы.

С учетом планов значительного расширения использования атомной энергетики, как в России, так и в целом ряде развитых и, особенно, развивающихся стран, нерешенность проблемы снижения долгоживущей активности захораниваемых высокоактивных РАО и ОЯТ может привести к серьезнейшим экологическим проблемам.

В рамках рассматриваемых сегодня перспективных подходов к снижению долгоживущей активности ОЯТ предусматривается, в первую очередь, трансмутация наиболее опасных долгоживущих осколков деления, выделенных из ОЯТ, в обычных «классических» электроядерных системах за счет реализации реакции радиационного захвата. Так же в электроядерных системах предполагается пережигание выделенных минорных актинидов с выработкой при этом электроэнергии.

Как было показано в главе 2, обычно рассматриваемые электроядерные системы в рамках схем ADS класса EA не позволяют эффективно решить эти проблемы.

Проведенный выше анализ показал, что решение фундаментальных проблем современной атомной энергетики, в том числе и проблемы ОЯТ, - возможно лишь на основе использования спектра нейтронов более жесткого, чем делительный.

Для получения жесткого спектра нейтронов сегодня существует только один практически осуществимый путь – это использование глубоко подкритической размножающей системы в сочетании с внешним источником каскадных нейтронов, создаваемых непосредственно в объеме размножающей среды пучком высокоэнергетических ионов из ускорителя.

Именно этот путь реализуется в рассматриваемой схеме ЯРТ-энергетики.

При реализации рассмотренной выше принципиально новой схемы электроядерной технологии, в активной зоне ЯРТ-реактора создаются условия, необходимые для формирования значительно более жесткого, чем делительный, спектра нейтронов.

Введение в состав топливной композиции ЯРТ-реактора значительной доли ОЯТ с одной стороны значительно уменьшит время выхода на стационарный режим максимального коэффициента усиления мощности за счет наличия в составе ОЯТ ~ 2% легкоделящихся изотопов. С другой стороны наличие жесткого спектра нейтронов обеспечит глубокую переработку и снижение долгоживущей активности наиболее опасных долгоживущих компонент загруженного ОЯТ, которые невозможно эффективно решить в рамках классических ADS-систем.

Принципиально важным моментом является тот факт, что, на концептуальном уровне, для использования ОЯТ в качестве элемента топливной композиции ЯРТ-реактора, - нет необходимости в предварительной радиохимической перера-

ботке и выделении из ОЯТ наиболее опасных долгоживущих осколков деления и минорных актинидов, подлежащих переработке.

Дело в том, что, при каскадном механизме генерации нейтронов в квазибесконечной системе, не является принципиальным: с легким или тяжелым ядром вступил в неупругое взаимодействие первичный релятивистский протон.

Это связано с тем, что при взаимодействии протона с легким ядром генерируется меньше нейтронов, но гораздо более жестких (высокоэнергетичных), которые далее восстановят искомую множественность в последующих поколениях межъядерных каскадов. Подробно эти свойства каскадного механизма рассмотрены в [25].

Этот факт позволяет использовать для изготовления элементов шаровой заправки активной зоны ЯРТ-реактора непосредственно тонкоизмельченные материалы ТВС, включая содержащееся в них ОЯТ, - без разделения их по составу.

Необходимо заметить, что в схеме ЯРТ-энергетики получение энергии происходит в результате реакции деления (n, f) как исходных материалов: урана-238 и/или тория, так и накапливаемых в пределах паритетной концентрации плутония и/или урана-233, а также всех актинидов из состава ОЯТ.

Естественно, что процесс деления неизбежно сопровождается наработкой осколков деления. Однако принципиальным является вопрос их состава и «качества».

Известно, что в реакции (n, f) при повышении энергии нейтрона выход нейтронов на одно деление увеличивается. Так при энергии нейтрона 10 МэВ выход нейтронов деления урана возрастает до ~ 4 , а при энергии 20 МэВ мы имеем уже $\sim 5,5$ нейтронов на одно деление. Средняя энергия мгновенных нейтронов деления при этом также возрастает, хотя и не так значительно [31]. Тем не менее, можно ожидать, что, благодаря глубокой подкритичности активной зоны, увеличение доли делительных нейтронов в их полном спектре незначительно скажется на величине средней энергии спектра. Об этом же говорят цитировавшиеся выше результаты расчетов [15].

Таким образом, в схеме ЯРТ-энергетики мы можем работать с жестким спектром нейтронов, имеющим достаточно большую компоненту далеко за границей спектра деления в течение всего ее жизненного цикла. Подтверждением этого могут служить предварительные результаты методического эксперимента, проведенного в ОИЯИ по инициативе ЦФТП «Атомэнергомаш» в 2009 г., которые показывают, что, при облучении урановой сборки массой ~ 315 кг дейтронами с энергией всего ~ 2 ГэВ/нуклон, - средняя энергия спектра нейтронов на периферии сборки составляет более 3,5 МэВ.

Жесткий спектр нейтронов в объеме активной зоны ЯРТ-системы обеспечивает **сдвиг элементного состава осколков деления** всех пережигаемых актиноидов в изобарных цепочках ядер, **в сторону короткоживущих нейтроннодефицитных ядер.**

Например, вместо образования долгоживущего ^{129}I , образуется стабильный изотоп ^{129}Xe .

Кроме того, этот спектр обеспечивает интенсивное протекание реакций типа (n, xn) , что приводит к сдвигу интегрального состава продуктов деления, в т.ч. и из состава загруженного ОЯТ, - в сторону короткоживущих нейтронно-дефицитных ядер.

Например, в результате реакций $(n, 2n)$, $(n, 3n)$ один из наиболее опасных изотопов из состава ОЯТ - долгоживущий ^{90}Sr перерабатывается в короткоживущий ^{89}Sr или в стабильный ^{88}Sr .

Наконец, ужесточение спектра нейтронов приводит к дополнительному подавлению реакций радиационного захвата и к значительному снижению дополнительной наработки долгоживущих радиоактивных материалов.

Укрупненно технология подготовки ОЯТ к использованию в качестве элемента топливной композиции АЗ ЯРТ-реактора будет состоять в капсулировании тонкомолотых материалов ТВС без их предварительной радиохимической переработки и разделения. Аналогично будут готовиться и основные компоненты топлива – обедненный уран и/или торий.

Процесс подготовки ТВС или основных топливных компонентов - обедненного урана и/или тория к использованию в АЗ ЯРТ-реактора, - будет заключаться в следующем.

1. ТВС реакторов ВВЭР или РБМК, без радиохимической обработки, или обедненный уран и/или торий, - механически, в несколько стадий измельчаются до порошкообразного состояния. Из полученных порошков формируются прочные пористые шарики.
2. Снаружи на шарики наносится композитное покрытие, которое должно обеспечить длительную прочность и полную герметичность при их нахождении в высокотемпературной гелиевой среде ($T^{\circ}_{\text{вх}} \sim 300\text{-}350^{\circ}\text{C}$, $T^{\circ}_{\text{вых}} \sim 800\text{-}900^{\circ}\text{C}$ в высокоэнергетичных мощных нейтронных полях. Оптимальный диаметр капсул будет определен в процессе дальнейших работ, и, по сегодняшним оценкам, будет находиться в диапазоне $\sim 2\text{-}5$ мм.

На сегодняшний день предполагается, что сферические капсулы, изготовленные на основе материалов ТВС (ТВС-капсулы), будут размещаться, в первую очередь, в областях активной зоны ЯРТ-реактора с наиболее жестким нейтронным спектром для глубокой переработки содержимого. Однако, в процессе детальных физико-технических работ по промышленной реализации схемы ЯРТ-энергетики, - могут сформироваться и совершенно другие подходы к размещению ТВС - капсул в активной зоне.

Например, размещение ТВС-капсул в зонах ЯРТ-реактора с наиболее жестким нейтронным спектром, а также в периферийных областях активной зоны ЯРТ-реактора позволит дополнительно сгладить неравномерное объемное тепловыделение в период выхода ЯРТ-реактора на стационарный режим максимального коэффициента усиления мощности.

Большие возможности в этом плане предоставляет организация активной зоны ЯРТ-реактора на основе структурированной шаровой засыпки. Подробнее этот вопрос рассмотрен в параграфе 3.6.

Нельзя исключать, в частности, возможности формирования загрузки активной зоны первых промышленных ЯРТ-реакторов на основе исключительно ТВС-капсул для организации ускоренной утилизации накопленного действующими АЭС ОЯТ.

С точки зрения обеспечения ядерной безопасности это не создаст проблем, поскольку в составе ОЯТ ~ 2% легкоделящихся изотопов, а, как было показано выше в параграфе 3.1, даже при паритетной их концентрации ~ 4÷6% ЯРТ-система остается глубоко подкритичной, в результате чего сохраняется жесткий нейтронный спектр.

Можно даже утверждать, что технико-экономические показатели этих первых блоков ЯРЭС будут наиболее высокими, поскольку, во-первых, значительно сократится срок их выхода на стационарный режим максимального коэффициента усиления мощности, а, во-вторых, плата производителей ОЯТ – ныне действующих АЭС - за его, ОЯТ, утилизацию будет в этом случае максимальной.

Безусловно, потребуется разработка «грязной» технологии и создание «грязного» производства по механо-термической переработке отработанных ТВС и фабрикации из них ТВС-капсул.

Однако априори можно утверждать, что эта «грязная» технология будет **заведомо многократно чище используемых и разрабатываемых сегодня технологий переработки ОЯТ**, как для замкнутого, так и для открытого топливных циклов [2, 9].

Таким образом, **процесс глубокой переработки ОЯТ** в рамках схемы ЯРТ-энергетики не только **совмещается** с выработкой электроэнергии, но и **существенно повышает** при этом **технико-экономические показатели ЯРТ-реактора и ЯРЭС** в целом.

3.3. О роли величины энергии первичного протона и π -мезонов в схеме ЯРТ-энергетики

В задачах, рассматриваемых в настоящее время в качестве прикладных, таких как: электроядерный бридинг, подкритические энергетические установки, трансмутация радиоактивных отходов, переработка оружейного плутония и т.п., - предполагается использование сильноточных протонных пучков с энергией не более 1÷1,5 ГэВ.

Поэтому именно в области энергий до 1 ГэВ имеется большое количество экспериментальных данных и, соответственно, оттестирован, как правило на свинце, целый ряд программных пакетов.

В схеме ЯРТ-энергетики, как указано выше, речь идет об энергиях 10÷20 ГэВ, где количество экспериментальных данных значительно меньше, они не носят системного характера, поскольку имеют чисто научный интерес. Как указывается, в частности, в работе большой группы авторов, включающей ведущих специалистов ИТЭФ, ОИЯИ и LANL [34], даже в более низкой области энергий наблюдаются значительные расхождения в экспериментальных и расчетных данных.

Если подниматься по энергии протона, начиная рассмотрение с 300 – 400 МэВ, то доминирующими будут ионизационные потери энергии протонов в мишени, а на образование нейтронов энергии практически не останется.

Для того чтобы схема заработала, действительно необходимо, чтобы ионизационный пробег стал больше пробега до неупругого взаимодействия, т.е. чтобы трансформация энергии первичной частицы в множественность каскадных частиц и их энергию в результате неупругого соударения с ядрами мишени, произошла ранее, чем частица потеряет значительную часть своей энергии из-за ионизационных потерь. Длина свободного пробега частицы до неупругого столкновения с ядрами мишени L_{in} , т.е. до начала каскада, слабо меняется и составляет ~ 17 см для свинца и тория и ~ 10 см для урана.

Проведем оценки ионизационных потерь энергии протоном до начала каскада для различных значений энергии первичного протона, воспользовавшись для этого данными для ионизационных пробегов, приведенными в работе [35].

Таблица 5.

E_0	0,7	1	1,5	2	3	5	10	15	20	30	50
ΔE	250	229	215	210	215	226	247	258	268	282	295
E_{in}	0,45	0,77	1,285	1,79	2,785	4,774	9,753	14,75	19,73	29,72	49,71
$\Delta E/E_0$	35,7	22,9	14,3	10,5	7,2	4,5	2,5	1,7	1,3	0,9	0,6

Здесь: E_0 – энергия налетающего протона, ГэВ,

ΔE - ионизационные потери энергии на длине свободного пробега L_{in} , МэВ,

E_{in} - энергия частицы, инициирующей каскад, $E_{in} = E_0 - \Delta E$, ГэВ,

$\Delta E/E_0$ – отношение ионизационных потерь на длине свободного пробега до неупругого соударения с атомами мишени к первоначальной энергии частицы, в %.

Как следует из данных, приведенных в таблице 5, ионизационные потери энергии перед каскадом имеют минимум при энергии ~ 2 ГэВ и с ростом энергии слабо возрастают.

Однако отношение $\Delta E/E_0$ неуклонно уменьшается по мере увеличения E_0 .

Если задаться вопрос, **что выгоднее иметь один протон с энергией 10 ГэВ или десять протонов с энергией 1 ГэВ**, то с точки зрения ионизационных потерь ответ очевиден, так как **в первом случае потери составят 247 МэВ, а во втором 2290 МэВ**. С ростом энергии ионизационные потери играют все меньшую роль, и при $E_0 \geq 10$ ГэВ ими можно пренебречь.

Рассматриваемая выше область энергий первичного протона характеризуется также двумя важными особенностями. С одной стороны, в районе 2 ГэВ лежит энергия связи тяжелого ядра. С другой стороны, в этом диапазоне энергий происходит значительная перестройка соотношения сечений упругих и неупругих нуклон-нуклонных взаимодействий.

При энергиях ниже порога образования мезонов < 150 МэВ происходят упругие нуклон-нуклонные соударения σ_{el}^{NN} . При энергиях >150 МэВ становятся возможными неупругие нуклон-нуклонные столкновения σ_{in}^{NN} , сопровождающиеся

рождением π -мезонов. Например, при 500 МэВ $\sigma_{in}^{NN} = 4,9$ мбарн, а $\sigma_{el}^{NN} = 25,7$ мбарн.

При увеличении энергии сечения плавно меняются (при ~ 1 ГэВ они становятся примерно равными), при дальнейшем росте энергии продолжается их изменение и они выходят на асимптоту. При энергии > 5 ГэВ они практически не меняются, причем соотношение между упругими и неупругими процессами становится равным [32]

$$\sigma_{el}^{NN} / \sigma_{in}^{NN} \approx 7 \text{ мбарн} / 31 \text{ мбарн} \approx 0,23.$$

При энергии > 5 ГэВ вероятность появления в нуклон-нуклонном взаимодействии одного из 3-х видов π -мезонов примерно равнозначна, т.е. соотношение между сортами π -мезонов составляет $\pi^0 : \pi^+ : \pi^- \sim 1:1:1$.

Масса покоя заряженных π -мезонов составляет ~ 140 МэВ, время жизни $\sim 2,6 \cdot 10^{-8}$ с, для нейтральных π -мезонов они составляют соответственно ~ 135 МэВ и $\sim 0,8 \cdot 10^{-16}$ с [31].

Средняя множественность π -мезонов, рождающихся при неупругом протон-ядерном взаимодействии слабо зависит от атомной массы и растет с увеличением энергии протона. Так при энергии 1,84 ГэВ рождается всего ~ 1 π -мезона всех сортов, при энергии 3,2 ГэВ ~ 2 π -мезонов, при энергии 6,2 ГэВ их уже около 5 [32].

Средняя кинетическая энергия каскадных π -мезонов значительно превышает среднюю энергию каскадных нуклонов и при энергии протона 3,2 ГэВ составляет ~ 240 МэВ [32].

Образовавшиеся в результате внутриядерного каскада π^0 -мезоны имеют малый пробег до распада, поскольку их время жизни мало.

Распадаясь ($\pi^0 \rightarrow 2\gamma$), нейтральные π -мезоны дают начало электрон-фотонному ливню (ЭФЛ), размеры которого невелики (~ 20 г/см²), поэтому тепловыделение от ЭФЛ по существу локализовано в малой окрестности точки конденсированной среды, где произошло неупругое столкновение.

Иначе обстоят дела с заряженной π -мезонной компонентой каскада.

Ионизационный пробег заряженных π -мезонов значительно превышает величину их пробега по неупругим мезон-ядерным взаимодействиям [35], а время их жизни относительно велико. Поэтому, потеряв некоторую долю кинетической энергии на ионизацию, заряженные π -мезоны поглощаются ядрами вещества мишени в процессе неупругого взаимодействия, отдавая поглотившему их ядру кинетическую энергию и массу покоя. Это приводит к генерации заряженными π -мезонами высокоэнергетичной нейтронной компоненты в межъядерном каскаде.

Встречающиеся в ряде работ указания на то, что с ростом энергии первичного протона выше 1 ГэВ будут возрастать потери за счет образования π -мезонов и уноса их энергии в результате их последующего распада в μ -мезоны, обусловлены, как и многие другие заблуждения в области электрояда, экспериментальными результатами, полученными на «классических» ограниченных свинцовых мишенях с размерами не превышающими $\text{Ø}20 \times 60$ см.

В ряде работ [4-6] в результате рассматривалась возможность гибрида термояда и электрояда на основе мюонного катализа.

Действительно, в экспериментах [12] регистрировался выход заряженных π -мезонов под углом 90° к оси пучка из мишени размерами $8 \times 8 \times 8$ см при энергии 2,0 ГэВ и из мишени размерами $\varnothing 20 \times 20$ см при энергии 2,55 ГэВ.

Полученные в [12] результаты показывают, что на малой мишени при меньшей энергии и, соответственно, при меньшей множественности π -мезонов, - выход заряженных π -мезонов значительно превышает их выход из большей мишени при большей энергии.

В схеме же ЯРТ-энергетики, при квазибесконечной активной зоне, **мезонообразование способствует повышению доли энергии протонного пучка, идущей на нейтронообразование, и ведет к повышению жесткости нейтронного спектра** в объеме активной зоны. Это приводит к росту доли кинетической энергии пучка, идущей в нейтронообразование при энергии ~ 10 ГэВ, - до $\sim 66\%$.

Энергия каскадной струи, относящаяся к протонам, переходит в тепло, поскольку пробег каскадных протонов в конденсированном веществе мал и целиком определяется процессами ионизации и возбуждения атомов.

Следует отметить, что доля протонов в составе каскадной струи, инициированной частицей с энергией < 400 МэВ, ничтожно мала, поэтому второе поколение каскадных частиц генерируется в основном нейтронами и заряженными π -мезонами первого поколения и практически не содержит в своем составе протонов, как впрочем и π -мезонов.

Исходя из этого, можно сказать, что в каскадах второго и последующих поколений вплоть до граничной энергии ~ 50 МэВ, принятой в качестве границы между каскадными процессами и процессами, идущими через составное ядро, - протекает каскадное размножение нейтронов.

Увеличение доли энергии идущей на нейтронообразование, также как и энергии возбуждения остаточного ядра E^* , наблюдаемое при увеличении энергии налетающей частицы, обусловлено возрастающей ролью мезонообразования.

Экстраполяция расчетов внутриядерного каскада [32], показывает, что при $E_0 = 10$ ГэВ энергия, затраченная на образование каскадных π^\pm - мезонов $E_{обр}^{\pi^\pm}$, в четыре раза превышает энергию, которая идет на освобождение каскадных нейтронов и протонов, вместе взятых, $E_{обр}^n + E_{обр}^p$.

Кроме того, при неупругих нуклон-нуклонных столкновениях в ядре, часть образовавшихся π -мезонов поглощается в ядре. Энергия возбуждения остаточного ядра при $E_0 = 10$ ГэВ примерно в 2 раза больше, чем при $E_0 = 3$ ГэВ.

Доля π -мезонов в составе каскадной струи с ростом энергии увеличивается. Если рассмотреть некий гипотетический случай, когда с ростом энергии первичного протона в составе каскадной струи останутся только π -мезоны, то для энергии нейтронообразования получим значение $\sim 2/3 E_0$, исходя из соотношения между сортами π -мезонов примерно $\pi^0 : \pi^+ : \pi^- \sim 1:1:1$.

Это говорит о том, что относительная доля энергии первичного протона, идущая на нейтронообразование, начиная с некоторого значения, остается постоянной. Однако, это не касается **абсолютной величины энергии нейтронной компоненты E_n , которая при этом будет линейно возрастать с ростом E_0 , соответственно будет увеличиваться число каскадных частиц и их энергия.** Это

приведет к "разрастанию" межъядерного каскада, в том числе и за счет появления лидирующей частицы.

Некоторое уменьшение отношения E_n/E_0 можно ожидать в области энергий E_0 , где энергия значительной части каскадных частиц будет > 400 МэВ, тогда в составе вторичных частиц следующих поколений будут присутствовать протоны, энергия которых перейдет в тепло за счет ионизационных потерь.

Таким образом, второй шаг вперед в схеме ЯРТ-энергетики – повышение энергии протонного (дейтонного?) пучка до $10\div 20$ ГэВ позволяет значительно повысить энергоэффективность системы, относительно рассматривавшейся ранее в электроядерной технологии в качестве базовой энергии 1 ГэВ.

Это становится возможным как за счет серьезного уменьшения ионизационных потерь, так и за счет включения процесса мезообразования в процесс генерации жесткого нейтронного спектра и повышения коэффициента усиления мощности ЯРТ-реактора.

В результате повышения энергии протонного пучка в схеме ЯРТ-энергетики до ~ 10 ГэВ мы получаем **две дополнительные возможности**:

1. **На порядок снизить требования к току ускорителя**, и ограничиться током **не выше ~ 1 мА** для промышленного блока ЯРЭС, что соответствует сегодняшним показателям ускорителей.

2. За счет использования жесткого нейтронного спектра **проводить глубокую переработку ОЯТ**, в процессе которой **будет вырабатываться не только электроэнергия, но и чистые финансовые ресурсы**, - поскольку его, ОЯТ, использование в схеме ЯРТ-энергетики значительно повысит технико-экономические показатели как самих блоков ЯРЭС, так и всего релятивистского ядерного топливного цикла (ЯРТЦ).

3.4. Об адекватности результатов расчетного моделирования имеющимся экспериментальным результатам

В основу схемы ЯРТ-энергетики положено явление каскадного усиления потока релятивистского излучения при облучении квазибесконечной мишени из обедненного, природного урана и/или тория пучком высокоэнергетических частиц.

В истоках этой технологии лежат факты, широко известные мировому научному сообществу уже в первой половине 1950-х годов. В частности, физические основы каскадного усиления приведены в книге «Экспериментальная ядерная физика» под ред. Э. Сегре, в части VI, т.2, написанной выдающимся физиком Филиппом Моррисоном [36]. Большой вклад в развитие теории взаимодействия высокоэнергетических частиц с веществом внесли выдающиеся советские ученые В.С. Барашенков и В.Д. Тонеев [32], работавшие в ОИЯИ.

В настоящее время по существу единственным методом, позволяющим оценить нейтронные поля, возникающие в результате развития ядерно-электромагнитного каскада в мишени, является метод Монте-Карло. Несмотря на сложность метода и целый ряд недостатков, таких, например, как сложность учета группо-

вых эффектов, ограниченность периода генератора случайных чисел, длительное время расчета, статистический, а, следовательно, не учитывающий временную картину процессов подход, - этот метод позволяет проводить предварительные математические эксперименты с целью предсказания экспериментальных результатов. Оценки нейтронных полей, полученные с помощью метода Монте-Карло, необходимы при определении диапазона параметров, измеряемых в эксперименте физических величин, состава измерительной аппаратуры, а также для планирования и оптимизации экспериментов.

Все существующие и широко используемые сегодня методы и программы расчета высокоэнергетических каскадов базируются на феноменологических описаниях. Количественное согласие с экспериментами получается с помощью подбора целого комплекса свободных параметров, заложенных в расчетную модель.

Важной проблемой расчетного моделирования является тот факт, что современные программные коды имеют в своем распоряжении весьма неполные поэлементные наборы ядерно-физических констант.

Приведем здесь цитату из обзора В.С. Барашенкова 1978 г. [4]:

«Следует иметь ввиду, что теоретическое моделирование прохождения высокоэнергетического излучения через делящиеся среды во многих случаях остается пока единственным способом, позволяющим достаточно быстро сравнивать свойства различных размножающих систем, так как экспериментальные исследования, как правило, оказываются весьма трудоемкими и даже при измерениях усредненных интегральных характеристик требуют значительных затрат времени.

Сравнение расчетных и известных экспериментальных данных характеризует точность теоретической модели.

... в ряде важных случаев экспериментальная информация еще недостаточна для того, чтобы быть уверенным в точности теоретических расчетов. В частности, почти нет опытных данных по выходу нейтронов внутри блоков делящихся веществ – одной из наиболее важных для электроядерного метода величин. К абсолютным значениям расчетных величин в этих случаях следует относиться с должной осторожностью, рассматривая их как оценочные» [4].

Казалось бы, с 1978 г. прошло много времени, разработаны новые и существенно улучшены многочисленные программы, несоизмеримо возросли и стали мобильными вычислительные возможности, расширены и оттестированы константные базы данных. Посмотрим, что же мы имеем на сегодняшний день.

Для начала приведем цитату из упоминавшейся выше статьи 2005г. большой группы авторов, включающей ведущих специалистов ОИЯИ, ИТЭФ и LANL [34].

«В настоящее время имеется довольно обширный экспериментальный материал, ..., касающийся процесса взаимодействия протонов с ядрами при низких энергиях первичных протонов, включая данные о ДДС (дважды дифференциальных сечениях) и выходах частиц из толстых мишеней. В последние годы опубликованы аналогичные результаты для промежуточных энергий вплоть до энергии

протонов ~ 3 ГэВ и проведено сравнение полученных экспериментальных данных с результатами расчетов по различным программам.

Анализ данных, полученных в этих работах, показывает, что **ДДС испускания нейтронов из свинца, измеренные при энергии первичных протонов до 0,8 ГэВ в лабораториях LANL, KEK, SATURNE, согласуются между собой и не противоречат результатам вычислений по транспортным программам во всем измеренном интервале энергий нейтронов. В то же время различия экспериментальных и расчетных данных в этом энергетическом диапазоне для мишеней с малым массовым числом доходят до 100 %.**

При увеличении энергии первичного протона до нескольких ГэВ наблюдается значительное расхождение в экспериментальных данных и ухудшение их соответствия с расчетными результатами» [34].

Особо обратим внимание на то, что далее в статье [34] речь идет о работах и измерениях на мишенях с максимальными размерами $\varnothing 50 \times 50$ **мм**.

С целью понять адекватность результатов, полученных с использованием наиболее популярных расчетных кодов имеющимся экспериментальным данным, а также, чтобы оценить пределы возможностей использования существующих программ для расчетного моделирования в интересах практической реализации схемы ЯРТ-энергетики, - было выполнено их тестирование на соответствие результатам ряда экспериментальных работ.

Вначале было проведено расчетное моделирование некоторых интегральных результатов экспериментов на протяженной свинцовой мишени группы В.И. Юревича [12].

В таблице 6 представлены результаты сравнения нашего моделирования с экспериментальными данными по средним выходам нейтронов всех энергий и нейтронов с энергией выше 20 МэВ из протяженной ($\varnothing 20 \times 60$ см) свинцовой мишени в зависимости от энергии падающего протона.

Таблица 6.

Средние выходы нейтронов всех энергий Y и нейтронов с энергиями выше 20 МэВ Y_{20} на пучках протонов для протяженной свинцовой мишени ($\varnothing 20 \times 60$ см) на один падающий протон и отношение расчетной величины к экспериментальному результату [12] С/Е.

E _p , ГэВ	Эксперимент(n/p)		MCNPX: INCL4+ABLA		MCNPX: BERTINI		Fluka 2008.3	
	Y	Y ₂₀	Y	Y ₂₀	Y	Y ₂₀	Y	Y ₂₀
0.994 С/Е	24.1±2.9	2.1±0.4	23.7(2%) 0,983	1.62(2%) 0,771	24.1 1,000	1.45 0,690	24.4 1,012	1.40 0,667
2.0 С/Е	44.4±5.3	4.7±0.8	46.1(2%) 1,038	3.29(3%) 0,700	49.7 1,119	3.02 0,643	48.7 1,097	3.21 0,683
2.55 С/Е	63.5±7.6	5.8±1.9	50.5(1%) 0,795	3.99(1%) 0,688	62.5 0,984	3.88 0,669	60.1 0,946	4.10 0,707
3.17 С/Е	71.6±8.6	6.8±1.2	57.9(1%) 0,809	4.66(1%) 0,685	76.3 1,066	4.89 0,719	72.14 1,008	5.03 0,740
3.65 С/Е	80.6±9.7	8.5±1.5	62.6(1%) 0,777	5.14(1%) 0,605	86.8 1,077	5.5 0,647	80.2 0,995	5.67 0,667

Из данных таблицы 6 видно, что все использованные программы весьма неплохо описывают полный выход нейтронов Υ при всех энергиях, за исключением MCNPX: INCL4+ABLA, которая при энергиях выше $\sim 2,0$ ГэВ начинает давать значительные отклонения.

Когда же дело доходит до описания **высокоэнергетичной компоненты нейтронного излучения**, то **все использованные программы «дружно»**, при всех рассмотренных энергиях протонов **дают существенное занижение ее выхода**. И это **на свинце**, который наиболее хорошо изучен.

Следующим этапом нашего тестирования стало моделирование экспериментов группы В.И. Гольданского [11] на мишени из природного урана, массой 3,5 т при энергии протонного пучка 660 МэВ. С учетом асимметрии ввода пучка в этих экспериментах, нами рассматривалась эквивалентная симметричная модель.

Сравнение некоторых интегральных результатов этих экспериментов с расчетами по коду MCNPX 2.5 (С/Е), приведено в таблице 7, в которой Υ – выход ядер ^{239}Pu , η_{38} - количество актов деления урана-238, η_{35} – количество актов деления урана-235 в расчете на один 660 МэВ протон.

Как видно из таблицы 7 **программа значительно занижает выход плутония, но еще хуже дает число делений**, которые и отвечают, в основном, за **энергетический баланс** в мишенях.

Отметим, что программа считала полное число делений, а в экспериментальных данных не учтены в сумме 3-4 деления, происходящих в центральной (каскадной) области мишени [11].

Таблица 7.

Выход ^{239}Pu и число актов деления ядер урана в мишени из природного урана

	$E_p = 660 \text{ МэВ}$		
	Υ	η_{38}	η_{35}
Эксперимент	46.4 ± 4	14.6 ± 1.3	3.9 ± 0.4
Расчет С/Е	36.0 ± 0.1 0.776	9.05 ± 0.01 0.620	2.25 ± 0.01 0.577

В декабре 2008 г. в ПИЯФ РАН (Гатчина) по инициативе ЦФТП «Атомэнергомаш» совместно со специалистами ГНЦ РФ ФЭИ были проведены измерения полного энерговыделения в теплоизолированных образцах. Для этой цели свинцовая матрица массой ~ 550 кг облучалась квазинепрерывным потоком протонов с энергией 1ГэВ в течение 600 с [37].

В первом цикле в матрицу помещался калориметр, содержащий вставку из свинца, во втором – калориметр, содержащий вставку из обедненного урана массой $\sim 3,2$ кг, тех же геометрических размеров ($\sim \text{Ø}50 \times 100$ мм), что и свинцовая.

Энерговыделение определялось по приращению температуры в калориметрах, измеряемой с помощью двух термодатчиков. Один монтировался по оси цилиндрического образца, второй на периферии.

В обоих циклах облучения наблюдался устойчивый линейный рост температуры вставок, причем для обоих термопреобразователей.

Равенство температур в центре и на периферии свидетельствует о равномерном нагреве образцов. Флюенс протонов выбирался таким образом, чтобы температура вставки не превышала 65 °С, когда начинают сказываться эффекты теплообмена с окружающей средой.

Темп роста температуры при одинаковом токе пучка в приведенных случаях различен. Нагревание свинца происходило со скоростью около 13,0 град/10 мин, а урана 35,5 град/10 мин (абсолютная погрешность термодатчиков составляет 0,05°С).

По данным термометрии легко получить полное энерговыделение в образцах:

$$E_{\text{dep}} = C_p m \Delta t \eta ,$$

где - C_p - удельная теплоемкость материала, m – масса образца, η - поправка на пространственную неравномерность энерговыделения в образце.

Результаты несложных вычислений приведены в табл. 8, где они сравниваются с результатами моделирования с помощью кода MCNPX 2.5.

В случае свинца согласие расчетов и эксперимента вполне удовлетворительное, однако, для **урана** теоретическое (**расчетное**) значение **существенно**, на ~ 40 МэВ в расчете на 1 падающий протон, **ниже наблюдаемого**.

Полагая, что удельные ионизационные потери энергии протонов рассчитываются вполне надежно (о чем свидетельствует сравнение данных для свинца), обнаруженную **разницу следует отнести на счет недооценки в расчетах скорости реакций деления урана** в поле нейтронов, как каскадных, так и отраженных от свинцовой матрицы.

Причина этого может крыться в **несовершенстве константной базы** расчетной программы **в части, связанной с множественностью нейтронов, особенно в жесткой части их энергетического спектра**. Абсолютное значение энерговыделения, которое можно ассоциировать с делением урана составляет ~ 105 МэВ.

Таблица 8.

Выделение энергии в урановом и свинцовом образцах, помещенных в свинцовую матрицу (МэВ на 1 падающий протон с энергией 1 ГэВ) [37].

Материал	Деление, нейтроны	Фотоны + протоны	Всего расчет	Эксперимент
Обедненный уран	61.7	130.6	192.3	235.6
Свинец	0.2	74.4	74.6	70.0

Как видно из данных таблицы 8, при вполне удовлетворительном совпадении расчетов по энерговыделению для свинца, для обедненного урана **отношение результатов расчетов к эксперименту по делению составляет $C/E \sim 0,59$** .

Кратко подведем итоги нашего тестирования.

Вынуждены констатировать, что тезис, сформулированный В.С. Барашенковым в 1978 г. о необходимости крайне осторожно относиться к расчетным величинам, и рассматривать их как оценочные в рассматриваемой области, - в полной мере актуален и в наши дни, 32 года спустя.

Т.е. в настоящее время **не существует программных кодов, которые можно было бы ответственно использовать для надежных расчетов параметров активной зоны реальных ЯРТ-реакторов.**

Особо отметим, что для свинца наблюдается вполне приемлемое соответствие расчетных и полных, экспериментально полученных, **интегральных характеристик, хотя, что крайне важно для наших целей, существенно занижается роль высокоэнергетической компоненты нейтронного излучения.**

В то же время для **делящихся размножающих сред** существующие верифицированные **программы дают значительное, до ~ 2 раз, занижение даже интегральных характеристик**, как нейтронного излучения, так и энерговыделения, причем не только для достаточно больших ($\sim 3,5$ т) мишеней при относительно малых (660 МэВ) энергиях, - **но даже и для весьма малых мишеней ~ 3 кг, при «калиброванной» энергии 1 ГэВ.**

3.5. Несколько слов о возможностях ускорительной техники

Длительное время вопрос о практическом использовании электроядерной технологии являлся чисто гипотетическим, поскольку ускорители требуемых параметров по энергии ускоренных частиц, являлись сугубо физическими приборами уникального исполнения с массогабаритными параметрами и токами непригодными для широкомасштабного практического использования.

Например, крупнейший в мире Лос-Аламосский линейный протонный ускоритель на энергию 0,8 ГэВ имеет длину ~ 805 м, т.е. ~ 1 ГэВ/км.

Представить себе реальное промышленное использование установки длиной 1 км, а уж тем более $\sim 10\div 20$ км – нереально.

И только с появлением уникальной Российской технологии компактного модульного трехмерного линейного ускорителя на обратной волне по схеме BWLAP/ABC2(3)D (УЛОВ) [26, 38÷46], вопрос использования электроядерной технологии в энергетических и других прикладных приложениях перешел из разряда гипотетических в плоскость практической реализации.

Технология BWLAP разработана группой российских ученых на базе принципиально нового метода ускорения ионов на обратной волне. Метод открыт и запатентован в начале 70-х годов во Франции, США, Канаде и Германии, а в варианте ABC2(3)D реализует схемы самых компактных мощных, на линейных ускоряющих структурах, «свернутых ускорителей». В этой технологии сконцентри-

рован и обобщен сорокалетний опыт работы больших коллективов ведущих российских институтов и научных центров, занятых разработкой опережающих оборонных технологий.

На текущий момент разработчиками завершены: стадия фундаментальных исследований нового метода ускорения «на обратной волне», стадия НИОКР и созданы два опытных образца ускорителей протонов, на которых отработаны все ключевые технологии и методики производства основных элементов конструкции BWLAP/ABC2(3)D, создана необходимая для организации производства кооперация.

Задачи, которые удалось решить при создании технологии BWLAP/ABC2(3)D

- Решить проблему продольной и поперечной устойчивости ускорения ионов.
- Осуществить 95%-ный захват в ускоритель пучка, инжектируемого непрерывным потоком, в режим устойчивого ускорения.
- Решить проблему минимизации токоосаждения в ускорителе - **потери частиц** в процессе ускорения, по сравнению с ныне действующими и проектируемыми традиционными системами, - **близки к абсолютному нулю**.
- Увеличить в 10 раз частоту ускоряющего ионы высокочастотного поля и осуществить ускорение ионов в дециметровом диапазоне длин волн.
- **Уменьшить** более чем **на порядок поперечные размеры** ускоряющих структур.
- **Уменьшить на порядок продольные размеры** ускорительного тракта и **получить больший КПД** преобразования ВЧ-мощности в кинетическую энергию пучка (при линейной компоновке ускорителя BWLAP и сравнении его с проектом 1880-метрового Лос-Аламосского линейного ускорителя - гиганта на 1,6 ГэВ).
- **Кардинально уменьшить общие габариты ускорителя** при выполнении его в компоновке ABC2(3)D, т.е. в виде «Трехмерного Ускорителя».
- Существенно улучшить планируемые эксплуатационные характеристики ускорителя.
- Осуществить **перевод сгустков** из секции в секцию (в многосекционном ускорителе) **методом «инжектирования пучка в центр сепаратрисы»** и, тем самым, минимизировать рост продольного фазового объема пучка. Это позволило, в частности, обеспечить чрезвычайно низкую чувствительность характеристик ускоряемого пучка к ошибкам «установки значений ВЧ-фаз ввода пучка в секцию» и к уровню установленной ВЧ-мощности в секциях.
- Решить **проблему тепловыделения ВЧ-мощности** в структурах ABC2(3)D путем организации теплосъема с **ускоряющих структур потоком воды**.

Различные аспекты создания ускорителей на обратной волне (BWLAP/ABC3D) обсуждены на отечественных и международных конференциях, изложены в ряде публикаций и защищены патентами.

Лучшей (*независимой*) экспертизой разрабатываемого ускорителя для прикладных целей может служить его высокая оценка в работе американских специалистов 1994 г., выполненной по заказу Стратегического космического командования США [47]. В этой работе, в частности, делается **однозначный вывод** о том, что **технология BWLAP – единственная** ускорительная технология, на основе которой **возможно создание реальных промышленных коммерческих изделий**, а не уникальных физических приборов – монстров.

Анализ [47] показывает, что ускорители, созданные на основе технологии BWLAP/ABC2(3)D, - обеспечат:

- высокую надежность, экономичность и экологическую чистоту;
- безопасность и простоту обслуживания;
- предельно **низкую себестоимость** как **производства**, так и **эксплуатации ускорителей**;
- предельно малые массо-габаритные характеристики;
- универсальность и широкий спектр практического применения.

Таким образом, созданы необходимые научно-технические предпосылки для реализации образца ускорителя на энергию 60-100 МэВ для демонстрации основных параметров и характеристик, в первую очередь, таких как: ток, КПД, темп ускорения, практическое отсутствие потерь ускоряемых частиц (минимальность активации элементов ускорителя), возможность компоновки в геометрии ABC2(3)D:

- Разработан метод (BWLAP = УЛОВ) ускорения протонов пространственной гармоникой распространяющегося навстречу ускоряемым ионам электромагнитного поля дециметрового диапазона длин волн – обратной гармоникой;
- Создана и прошла межведомственную проверку модель линейного ускорителя протонов на обратной волне;
- Разработана первая стадия (основные положения) проекта компактного, создаваемого по трехмерной схеме ускорителя с линейными структурами на обратной волне – ABC3D – ГэВ-ного уровня энергии протонов со средним током 1-3 мА на современной базе СВЧ-клизотронов и со съемом тепла с ускоряющих структур проточной водой;
- Определены все рабочие характеристики такого ABC3D;
- Разработана программа для выполнения в течение 3-х лет работ по созданию ключевого элемента: 5-7-секционного ускорителя протонов на энергию 60-100 МэВ с заявляемыми характеристиками;
- Определены соисполнители разработанной программы.

Реализация этих предпосылок в действующем демонстрационном образце на энергию 60-100 МэВ, - позволит осуществить переход к полномасштабному проектированию и серийному производству ускорителей класса BWLAP/ABC2(3)D с различными параметрами и эксплуатационными характеристиками.

Это позволит в кратчайшие сроки создать типовую унифицированную линейку ускорителей BWLAP/ABC2(3)D для разнообразных прикладных приложений от протонной и ионно-углеродной терапии, до инструмента реализации ЯРТ-энергетики, причем как для протонов, так и для различных ионов.

Проведенные проработки показывают, что размеры ускорителя выполненного по технологии BWLAP/ABC2(3)D на энергию 10 ГэВ и ток $\sim 1\div 3$ мА, - составят $\sim 60\times 30\times 12$ метров, а КПД $\sim 60\%$.

В заключение отметим, что рассматриваемые в рамках схемы ADS в качестве альтернативы линейным ускорителям циклотроны - неприемлемы для схемы ЯРТ-энергетики, поскольку их «потолок» на сегодняшний день – это энергия ~ 1 ГэВ. При более высоких энергиях (~ 10 ГэВ) их техническая реализация на сегодняшний день – нереальна.

3.6. Коротко об особенностях и технологической готовности к реализации основных систем схемы ЯРТ-энергетики

Когда речь идет о создании такой системы, по сути, принципиально новой отрасли ядерной энергетики, всегда возникает вопрос о том, насколько она будет реализуема на практике, в реальном «железе».

На примере термояда мы уже ~ 50 лет наблюдаем, как теоретически безупречная идея, кстати, реализованная самой Природой на Солнце, - при ее практической реализации может столкнуться с такими технологическими проблемами, что «море дешевой, экологически чистой энергии», - останется недостижимой мечтой человечества еще на многие десятилетия.

Разберемся, в концептуальном плане, во что выливается схема ЯРТ-энергетики при ее техническом воплощении в виде серийного промышленного блока ядерной релятивистской электростанции (ЯРЭС).

На рисунке 1 приведена укрупненная принципиальная схема блока ЯРЭС.

Блок ЯРЭС включает в себя: ускоритель; протонопроводы; блоки развертки пучка; окна ввода пучка в активную зону; ЯРТ-реактор с активной зоной, выполненной в виде структурированной шаровой засыпки, расположенный в защитной оболочке; системы, обеспечивающие прокачку и очистку высокотемпературного теплоносителя – гелия; парогенераторы; оборудование 2-го контура, в частности, теплообменные, насосные и турбинные системы и агрегаты.

Рассмотрим кратко основные системы блока ЯРЭС и порядок их работы с целью определения наличия критических или отсутствующих в настоящее время технологий, необходимых для реализации схемы ЯРТ-энергетики.

Ускоритель

Ускоритель является ключевым элементом новой схемы электроядерной технологии.

Как указывалось выше, отработаны или имеются в распоряжении все ключевые технологии и методики производства и сборки основных элементов конструкции ускорителя **BWLAP/ABC3D**.

Однако, несмотря на глубокую проработанность этой технологии, большие научно-технические заделы и экспериментальную демонстрацию работоспособности и основных преимуществ метода ускорения протонов на обратной волне, на сегодняшний день нет ни одного полномасштабного работающего ускорителя протонов на основе этой технологии.

Отдельно отметим **трудности с ВЧ-обеспечением ускорителей российским оборудованием**. Потребность для каждого блока ЯРЭС – сотни мощных клистронов. Российская мощная электроника - «лежит на боку». Для начальных этапов работ придется ориентироваться на приборы французской фирмы THALES ED (THOMSON). При масштабном развороте производства ЯРЭС необходимо иметь свои источники ВЧ-питания ускорителей, поэтому необходимо будет восстановить российские технологии на предприятиях бывшего Минэлектронпрома.

Система транспортировки пучка в активную зону

Выходящий из ускорителя протонный (дейтонный?) пучок разводится на два протонопровода, по которым поступает с двух сторон в активную зону ЯРТ-реактора, проходя по дороге через блоки развертки пучка и окна ввода.

Введение развернутого (сканирующего по радиусу ~ 40-50 см) пучка в квази-бесконечную глубоко подкритическую активную зону с двух сторон через углубленные в объем зоны на ~ 50-100 см окна ввода **позволяет решить** в рамках схемы ЯРТ-энергетики сразу несколько технических проблем, **принципиально нерешаемых в «классических» схемах ADS:**

- **проблему неравномерности энерговыделения** в центре и во всем объеме активной зоны, т.е. принципиально устранить проблему теплоотвода от ограниченной нейтронопроизводящей мишени, в которую вводится узкий протонный пучок мощностью ~ 10÷30 МВт и крайне неравномерно высаживается ~ 60% его мощности;
- **проблему крайне теплонапряженного входного окна**, за счет использования расходящегося сканирующего пучка протонов, в результате чего, в частности, плотность потока протонов на см² снизится на 3-4 порядка;
- **обеспечить дополнительное снижение** плотности потока протонов на см² входного окна **в ~ 20 раз за счет** снижения тока протонов на порядки при энергии **10 ГэВ** и ввода пучка с двух сторон.

Принципиальная схема блока ЯРЭС

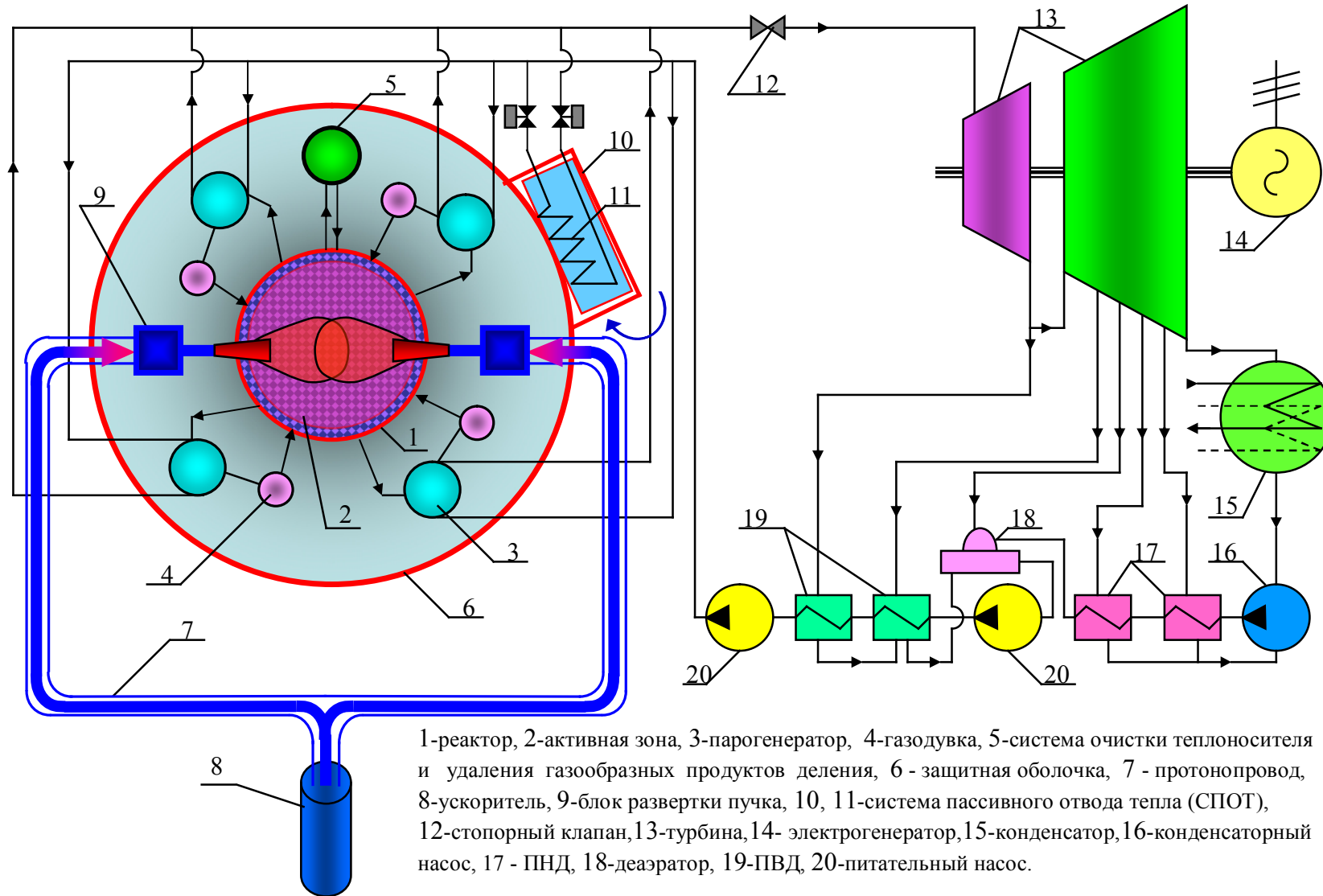


Рис. 1.

Все перечисленные выше технические решения лежат в поле обычных технологических возможностей ускорительной техники и машиностроительных технологий, не создают каких-либо принципиальных проблем и не выходят за пределы обычных традиционных технологических решений.

ЯРТ-реактор и его активная зона

Как указывалось выше, ЯРТ-реактор и его активная зона реализуются на базе структурированной шаровой капсулированной засыпки, элементы которой изготавливаются на основе микротвэльной технологии. Тепло, выделяемое в активной зоне в процессе работы ЯРТ-реактора, снимается высокотемпературным гелиевым теплоносителем.

Размеры активной зоны выбираются, в первую очередь, таким образом, чтобы по ходу пучка укладывалось не менее 5-6 длин его свободного пробега по неупругим взаимодействиям, что обеспечит, с одной стороны, максимально полную утилизацию его, пучка, потенциала, а, с другой стороны, реализацию всего «каскадного дерева» внутри активной зоны.

Безусловно, из соображений наибольшей жесткости реализуемого нейтронного спектра, было бы целесообразнее использовать карбидное или нитридное топлива на основе обедненного урана, содержащие по 1 атому замедлителя на 1 атом урана-238. Кроме того, они имеют более высокую плотность и позволяют сделать более компактной активную зону.

Однако на сегодняшний день промышленные технологии работы с такими топливами не отработаны, хотя и имеются все предпосылки для их создания.

То же самое относится к использованию тория в схеме ЯРТ-энергетики. Как весь цикл, так и отдельные компоненты подготовки и производства ториевого топлива в промышленных масштабах на сегодня не разработаны и не реализованы. Именно поэтому промышленное использование тория в схеме ЯРТ-энергетики, помимо того, что его использование несколько понизит стартовые технико-экономические показатели, отнесено нами на вторую очередь в плане первоочередных задач по созданию ЯРТ-энергетики. Будет она реализована на уране – безусловно, будет реализована и на тории. Тем более что запасов отвалного урана и ОЯТ - на сегодня более чем достаточно для старта.

В то же время технологии оксидного топлива UO_2 давно и широко используются в атомной отрасли. Отработаны в промышленном масштабе и технологии изготовления шаровых микротвэлов на основе двуокиси урана, на базе которых будут реализованы технологии изготовления ТВС-капсул и основных топливных капсул (Т-капсул).

Т-капсула, изготовленная по микротвэльной технологии, представляет собой шарообразный пористый топливный керн, изготовленный из двуокиси обедненного урана, диаметром 2 - 5мм, окруженный защитной силовой керамической или металлической оболочкой (возможно многослойной), препятствующей выходу в теплоноситель газообразных и твердых продуктов деления.

Использование топлива ЯРТ-реактора в виде структурированной шаровой капсулированной засыпки обусловлено тем, что это обеспечивает поверхность теплообмена, многократно превышающую размеры поверхности теплообмена при использовании традиционных стержневых твэлов.

(Например, для реактора ВВЭР-1000 применение микротвэлов в тех же геометрических размерах тепловыделяющей сборки позволяет, по сравнению с таблеточным топливом в металлических оболочках, увеличить поверхность теплообмена более, чем в 10 раз.)

Кроме того, из-за малых размеров Т-капсулы температура топливного ядра превышает температуру теплоносителя не более чем на $30\div 60^{\circ}\text{C}$.

Еще одно несомненное преимущество применения шаровых топливных капсул в активной зоне ЯРТ-реактора состоит в том, они позволяют организовать, при необходимости, непрерывную или периодическую перегрузку компонент топливной композиции в течение кампании, не вскрывая (и, возможно, не останавливая) реактор. При этом конструктивное устройство ЯРТ-реактора по сравнению с традиционными реакторами - существенно упрощается, так как отсутствует необходимость в классическом комплексе систем управления и защиты (СУЗ).

Отметим, что имеются большие научно-технические и технологические заделы как по организации эффективного теплообмена в структурированной шаровой засыпке активной зоны, так и по реализации преимуществ шаровой засыпки для организации процессов перегрузки АЗ.

Имеющийся отечественный и зарубежный опыт по технологиям изготовления и эксплуатации, а также большой объем научно-исследовательских работ, связанных с использованием микротвэлов в газоохлаждаемых реакторах, - позволяют на настоящий момент рассматривать эту технологию в качестве основы для создания активной зоны ЯРТ-реактора.

Исходя из вышеизложенного, на первом этапе промышленной реализации схемы ЯРТ-энергетики предварительно предполагается использование активной зоны диаметром ~ 4 м и высотой ~ 4 м, выполненной на основе структурированной засыпки шаровых Т-капсул, изготовленных из двуокиси обедненного урана.

Отметим, что Т-капсулы для ЯРТ-реактора будут существенно проще в изготовлении, чем микротвэлы для традиционных реакторных применений.

С учетом углубленных в объем зоны на \sim на $0,5\div 1$ м окон ввода пучка, пробег пучка до выхода из зоны составит $\sim 3\div 3,5$ м. При средней плотности шаровой засыпки двуокиси урана (с учетом коллекторных полостей для организации течения теплоносителя) ~ 5 г/см³, на 3-метровом пробеге пучка уложится ~ 7 длин свободного пробега. Это приведет к снижению его интенсивности до величины значительно меньшей 0,1%. С учетом ввода пучка в активную зону с двух сторон и «размазывания» его по объему активной зоны за счет сканирования, - можно ожидать плотности потока протонов на выходе из зоны менее $10^7/\text{см}^2\cdot\text{с}$.

Учитывая толщину графитового отражателя ~ 20 см, внутренний диаметр корпуса ЯРТ-реактора не превысит 4,5 м.

Все технологии промышленного серийного изготовления таких корпусов давно отработаны и реализованы.

Объем активной зоны ЯРТ-реактора составит ~ 50 м³, средняя плотность энерговыделения при выработке 2000 МВт тепловых (1000 МВт электрических) - составит 40 кВт/л. При использовании в перспективе карбидного или нитридного топлива - объем активной зоны может быть уменьшен, а средняя плотность энерговыделения, соответственно - увеличена.

Особо отметим, что **объем активной зоны ЯРТ-реактора определяется физикой** протекания **ядерных процессов**, т.е. габаритные размеры зоны будут практически одинаковы и для тепловой мощности 50 МВт и для тепловой мощности 5000 МВт. Отличия и особенности, определяемые базовым уровнем тепловой мощности, будут определяться схемой внутреннего структурирования объема активной зоны, связанной с организацией эффективного теплосъема.

Это подчеркивает тот факт, что схема ЯРТ-энергетики является схемой именно базовой энергетики, и при малой базовой вырабатываемой мощности ее использование будет экономически нецелесообразно.

Загрузка активной зоны ЯРТ-реактора составит ~ 200 т по урану-238.

При выработке тепловой мощности 2000 МВт, за год выгорает ~ 800 кг урана.

Таким образом, **чисто физически - загрузки урана-238** в активной зоне ЯРТ-реактора хватит более чем **на ~ 200 лет** работы при выработке 2000 МВт тепловой мощности. (Не будем здесь обсуждать, при какой величине остатка урана-238 в активной зоне ЯРТ-реактора, - энерговыделение при постоянной мощности ускорителя упадет до экономически неприемлемых величин, – это есть предмет работы, причем далеко не первоочередной).

При этом очевидно, что, **чисто технически**, в процессе работы ЯРТ-реактора **возникнет необходимость перегрузки** топливных капсул, в первую очередь, для контроля состояния внутрикорпусных устройств, а, возможно, и для **рефабрикации капсул**, необходимость в которой может возникнуть в случае нарушения герметичности их покрытий - оболочек. Какова будет периодичность перегрузок зоны - 15-20-30 лет, и каковы будут особенности процесса рефабрикации капсул, в случае если это потребуется, - ответы на эти вопросы будут получены в процессе работы опытно-промышленного блока ЯРЭС. На сегодняшнем уровне знаний вполне можно предполагать, что период перегрузок составит не менее ~ 15 лет, а процесс рефабрикации будет, скорее всего, сродни процессу нанесения покрытий в процессе изготовления ТВС-капсул, о чем упоминалось выше.

Обратим внимание на то, что, после рефабрикации, капсулы топливной композиции, содержащие паритетную концентрацию плутония, будут возвращаться в активную зону ЯРТ-реактора для продолжения работы.

Сейчас же для нас важен тот факт, что, несмотря на принципиальное упрощение конструкции ЯРТ-реактора по сравнению с современными традиционными реакторами, перегрузок, а возможно и перестановок, топлива раз в 15-30 лет не избежать. Это должно быть предусмотрено конструктивно-технологическими решениями ЯРТ-реактора и всего блока ЯРЭС.

Таким образом, для изготовления ЯРТ-реактора нет технологических препятствий, связанных с принципиальным отсутствием каких-либо промышленно освоенных технологий.

Второй контур

Как отмечалось выше, отсутствие ограничений, связанных с использованием теплоносителя в качестве замедлителя, позволяет в схеме ЯРТ-энергетики использовать наиболее прогрессивные технические решения 2-го контура преобра-

зования тепла в электричество, реализованные в современных тепловых электростанциях (ТЭС).

Это позволит обеспечить КПД второго контура на уровне до ~ 60%, и полный КПД всего блока ЯРЭС до 55%.

В результате при реализации широкомасштабной ЯРТ-энергетики дополнительно значительно снижается тепловое загрязнение окружающей среды.

Особо отметим, что при создании ЯРЭС будет реализован наиболее прогрессивный подход к теплообменному оборудованию, а именно, вся линейка теплообменного оборудования, включая парогенератор, будет выполнена по коллекторно-ширмовой схеме.

Единая линейка теплообменного оборудования, выполненного по коллекторно-ширмовой схеме, позволит значительно (до ~ 40%) снизить материалоемкость оборудования при значительном повышении его эффективности, а также снизить капитальные затраты. Использование сквозной линейки всего теплообменного оборудования, выполненного по единой схеме, - значительно упростит эксплуатацию блока ЯРЭС и, соответственно, снизит его эксплуатационные расходы.

Особо отметим, что имеющиеся у ЦФТП «Атомэнергомаш» уникальные научно-технологические наработки в области модно называемой сегодня нанотехнологиями, в частности, способны обеспечить значительное повышение ресурса лопаток мощных энергетических турбин. При реализации схемы ЯРТ-энергетики это позволит значительно сократить эксплуатационные расходы и технологические простои, дополнительно повысив при этом КИУМ.

Таким образом, все технологии второго контура и парогенератора имеются в наличии и не создадут каких-либо проблем при промышленной реализации блока ЯРЭС. Кроме того, имеется серьезный научно-технический задел для их серьезного инновационного развития.

Релятивистский ядерный топливный цикл (ЯРТЦ)

Релятивистский ядерный топливный цикл (ЯРТЦ) будет существенно проще и чище традиционного.

Безусловно, извлечение урана-235 из уранового концентрата потребует, но для использования его в космических энергодвигательных программах и для других применений.

Отвальный (обедненный) уран и накопленный ОЯТ станут топливом для ЯРТ-реакторов. Страны, обладающие большими запасами тория и стремящиеся к топливной независимости, будут развивать у себя ториевую топливную промышленность.

Дальнейшие рассуждения о характеристиках ЯРТЦ в настоящее время были бы непродуктивны, поскольку это является, безусловно, предметом работы по одному из направлений промышленной реализации ЯРТ-энергетики.

Важным является лишь то, что в настоящий момент принципиальных технологических препятствий для создания ЯРТ-энергетики по топливному циклу – нет. Отсутствие в настоящий момент промышленной технологии изготовления ТВС-капсул и Т-капсул, о которой упоминалось выше, не препятствует созданию

ЯРТ-энергетики. Не вызывает сомнений, что эта технология будет реализована в кратчайшие сроки, поскольку базируется на существующих современных технологиях.

Анализ технологического обеспечения возможностей технической реализации схемы ЯРТ-энергетики в виде промышленного крупномасштабного блока ЯРЭС показывает, что практически все технологии для серийного промышленного производства ЯРТ-систем на сегодняшний день или имеются в наличии, или имеется серьезный научно-технический, опытно-конструкторский и технологический задел для их реализации.

Таким образом, с технологической точки зрения схема ЯРТ-энергетики практически готова к началу промышленного внедрения.

3.7. Основные преимущества схемы ЯРТ-энергетики в рамках всего ее жизненного цикла

Рассмотрим, в концептуальном плане, основные перспективные преимущества, которые может дать ЯРТ-энергетика в рамках основных этапов жизненного цикла блока ЯРЭС, в нашем сегодняшнем понимании. Ниже укрупненно сформулированы следующие 7 основных этапов жизненного цикла блока ЯРЭС.

1. Проектирование, изготовление и поставка оборудования, строительство, монтаж и наладка оборудования.
2. Загрузка топлива и физический пуск.
3. Энергетический пуск и вывод на проектную (установленную) мощность.
4. Штатная работа в энергосистеме в маневренном режиме в пределах установленной мощности, сопровождаемая периодическими (ежегодными) плановыми остановками для проведения регламентных профилактических работ по оборудованию.
5. Периодическая, раз в 15-30 лет плановая остановка для перегрузки с целью контроля состояния внутрикорпусных устройств и, возможно, для рефабрикации топливных капсул активной зоны, с последующим их возвратом обратно в зону.
6. Первый этап процесса вывода ЯРТ-реактора из эксплуатации. Перевод блока ЯРЭС (при исчерпании загрузки урана-238 и невозможности дальнейшего поддержания режима генерации установленной мощности) в **режим глубокой переработки** накопленных продуктов деления и накопленных, в пределах паритетной концентрации, трансуранов.

Этот режим сопровождается генерацией постепенно уменьшающейся, по мере выгорания остатков урана и трансуранов, мощности. В течение этого режима, который может продолжаться в пределах 1-2 лет, за счет присутствия в активной зоне в основном легких и средних ядер (осколков деления), нейтронный спектр становится все более жестким.

В результате происходит как активное выгорание накопленных трансуранов, так и глубокая трансмутация накопленных продуктов деления за счет, в первую очередь, реакций типа (n, xn) , и каскадных реакций. Это приведет к тому, что в конце режима глубокой переработки в

активной зоне останутся в основном короткоживущие, нейтронно-дефицитные изотопы.

7. Второй этап процесса вывода ЯРТ-реактора из эксплуатации. Останов блока ЯРЭС по причине снижения генерируемой мощности до величины мощности, потребляемой на собственные нужды, капитальный ремонт и модернизация ускорителя и 2-го контура, и собственно вывод ЯРТ-реактора из эксплуатации.

Не будем здесь обсуждать вопросы, которые конкретно будут решаться на стадии разработки конкретного проекта и его ТЭО. Вопросы запуска и вывода ЯРТ-реактора на проектную мощность - с физической точки зрения обсуждены выше, на уровне сегодняшнего понимания процесса работы схемы ЯРТ-энергетики.

Проанализируем основные ожидаемые отличия этапов жизненного цикла блока ЯРЭС, определяемые особенностями ядерно-физических процессов, протекающих в активной зоне ЯРТ-реактора, чтобы понять каким образом в схеме ЯРТ-энергетики могут быть решены фундаментальные недостатки, присущие современным атомным энергетическим технологиям.

Обратим внимание на важнейшую характеристику схемы ЯРТ-энергетики, а именно, на возможность ее работы в маневренном режиме.

Эта возможность реализуется за счет глубоко подкритической активной зоны и, соответственно, жесткого нейтронного спектра, формируемого внешним, распределенным в активной зоне, источником нейтронов. В результате в схеме ЯРТ в течение ее жизненного цикла отсутствует само понятие отравления ядерного горючего.

Отметим, что такое новое для ядерной энергетики свойство схемы ЯРТ-энергетики обеспечит ее необходимость и востребованность не только до, но и после масштабного внедрения в достаточно далеком будущем термоядерной энергетики. Причем не только на основе ближайшей к промышленной реализации реакции $D+T \rightarrow {}^4\text{He}+n$, но и на основе действительно экологически чистой реакции ${}^3\text{He}+D \rightarrow {}^4\text{He}+p$, промышленной реализации которой можно ожидать не раньше конца XXII века. Эта востребованность обусловлена тем, что термоядерный реактор будет по определению работать в стационарном режиме.

Безопасность ЯРТ-реактора определяется тем, что в течение всего жизненного цикла ЯРТ-реактора сохраняется глубокая подкритичность активной зоны. Это обеспечивает возможность мгновенной остановки процесса при любом постороннем вмешательстве и/или возникновении любой аварийной ситуации.

Режим нераспространения обеспечивается тем, что в течение всего жизненного цикла ЯРТ-реактора, в т.ч. и в технологическом процессе рефабрикации топливных капсул, - отсутствует по определению процесс выделения плутония. Это исключает возможность несанкционированного использования наработанного в пределах паритетной концентрации плутония в процессе работы блока ЯРЭС.

Режим глубокой переработки, завершающий активную часть жизненного цикла ЯРТ-реактора, обеспечивает утилизацию всех ранее наработанных, а также используемых с самого начала актиноидов, включая актиноиды из состава ОЯТ первоначальной загрузки - до уровня принципиально меньшего, чем стартовый.

(Напомним, что, по приведенным выше (см. параграф 3.1) оценкам, при стартовой концентрации урана-235 в обедненном уране $\sim 0,3-0,4\%$ - мы можем иметь коэффициент усиления ~ 17 . А для обеспечения энергетической самодостаточности системы его необходимо иметь ~ 4).

Одной из серьезнейших проблем современной атомной энергетики является **проблема непрерывной наработки долгоживущих радиоактивных отходов – продуктов деления и актиноидов**.

Как решается эта проблема в рамках схемы ЯРТ-энергетики подробно рассмотрено в параграфе 3.2.

Режим глубокой переработки, завершающий активную часть жизненного цикла ЯРТ-реактора, сопровождаемый значительным ужесточением нейтронного спектра, активно способствует тому, чтобы в конце этого режима в активной зоне остались в основном короткоживущие, легкие нейтроно-дефицитные изотопы.

Рассмотрим подробнее **процесс вывода ЯРТ-реактора из эксплуатации**.

Для начала вспомним о том, что нас ожидает в самом ближайшем будущем, когда, как бы ни продлевался ресурс работающих сегодня блоков АЭС, соображения разума и безопасности заставят приступить к масштабному выводу из эксплуатации действующих блоков, причем не только в России, но и во всем мире [9].

По сегодняшним оценкам, стоимость вывода одного 1000 МВт-ного блока из эксплуатации примерно равна стоимости строительства нового блока [9], при сроке вывода ~ 100 лет.

Кратко рассмотрим **процесс вывода современных АЭС из эксплуатации** исходя из сегодняшних оптимистических представлений их хранителей и эксплуатантов.

В течение ~ 100 лет зона отчуждения АЭС сохраняется, охраняется и поддерживается технологический режим реакторного отделения, бассейнов выдержки и всего комплекса хранилищ, находящихся на территории каждой станции. Таким образом, выводимая из эксплуатации АЭС в течение минимум ~ 100 лет абсолютно **непроизводитственно** пожирает средства и территории. Т.е. только **потребляет, ничего не производя**.

В случае вывода ЯРТ-реактора из эксплуатации мы, по сегодняшним представлениям, имеем совершенно противоположную картину.

Процесс вывода ЯРТ-реактора из эксплуатации разбивается на два принципиально различных этапа.

1-й этап – это режим глубокой переработки, завершающий активную часть жизненного цикла ЯРТ-реактора, в процессе которого, без дополнительных затрат энергии и с выработкой финансовых ресурсов, за счет реализации произведенной в этом режиме электроэнергии, происходит окончательная переработка продуктов деления в легкие короткоживущие нейтроно-дефицитные изотопы. Кроме того, в этом режиме происходит выжигание накопленных в активной зоне ЯРТ-реактора, в пределах паритетной концентрации, актиноидов. Причем выжигание происходит до уровня, который значительно ниже стартового содержания урана-235 в обедненном уране.

2-й этап – это собственно вывод ЯРТ-реактора из эксплуатации, завершаемый его демонтажем.

Особенностью этого этапа является то, что ЯРТ-реактор представляет собой одну из трех основных систем ЯРЭС и время (срок) работы, после которого будет необходим его вывод из эксплуатации, будет определяться, как указывалось выше, завершением режима глубокой переработки, определяемым снижением генерируемой мощности до уровня мощности, потребляемой на собственные нужды.

По сегодняшним представлениям срок начала режима глубокой переработки будет определяться, в первую очередь, значительной выработкой ядерного горючего (стартовая загрузка составляет ~ 100%). Этот срок, чисто физически, в зависимости от генерируемой мощности может составлять и 100 и даже 200 лет. Длительность режима глубокой переработки, по сегодняшним оценкам, не превысит 1-2 лет.

Две же другие системы, а именно ускоритель и второй контур после капитального ремонта могут продолжать эксплуатироваться. Отдельно будет стоять вопрос о чисто временной стойкости строительных конструкций этих систем, однако, можно предположить на сегодня, что этот вопрос в принципе также технически решаемый.

На территории ЯРЭС не предполагается значительных хранилищ, а в ЯРТ-реакторе к моменту полного завершения генерирующего цикла (кампании) останутся, как предполагается, в основном, короткоживущие отходы.

Это дает возможность рядом с отработавшим свой ресурс ЯРТ-реактором поставить новый и, связав его с машзалом второго контура, а также перенаправив протонопроводы ускорителя, - запустить новый ЯРТ-реактор на той же территории, с теми же кадрами высококвалифицированных специалистов, инфраструктурой, и с теми же системами ускорителя и второго контура.

Естественно, что при капитальном ремонте будут реализованы достигнутые к тому времени несколько более высокие параметры этих систем, т.е. капремонт будет сопряжен с модернизацией.

Таким образом, территория не выводится из эксплуатации, новый ЯРТ-реактор работает, а выведенный из эксплуатации реактор через 3-5-10 лет, после распада основных высокоактивных отходов, демонтируется, без помех для работы обновленного блока и без паразитных непроизводительных затрат.

Все вышеизложенное позволяет вполне обоснованно ожидать, что промышленная реализация **схемы ЯРТ-энергетики**, помимо **полного выполнения 1-**

го и 4-го, обеспечит также полное выполнение 2-го и 3-го фундаментальных требований МАГАТЭ к широкомасштабной ядерной энергетике.

4. Краткие итоги проведенного анализа

Кратко подытожим результаты концептуального анализа возможностей создания широкомасштабной ядерной энергетике.

Выработанные МАГАТЭ **четыре фундаментальных требования** к широкомасштабной ядерной энергетике позволили с единых позиций оценить возможности всех современных направлений развития ядерной энергетике.

Фундаментальные недостатки современных атомных энергетических технологий предопределены работой современных реакторов на основе спектра деления. Анализ показывает, что традиционные реакторные технологии, в рамках как тепловых, так и быстрых схем, - не удовлетворяют **полностью** ни одному из 4-х требований МАГАТЭ.

Наиболее важным при этом является тот факт, что **в рамках реакторных технологий не обеспечивается выполнения 1-го ключевого требования МАГАТЭ – по неограниченным запасам сырья для производства топлива** на многие сотни лет.

Ограничения, накладываемые физикой (эффект Доплера), не позволяют, при условии соблюдения хотя бы минимальных требований естественной безопасности, снизить системное время удвоения топлива ниже ~ 50 лет даже в традиционных быстрых реакторах на уран-плутониевом цикле.

В уран-ториевом цикле коэффициент воспроизводства значительно ниже и, соответственно, системное время удвоения топлива будет несоизмеримо выше, по сравнению с уран-плутониевым циклом.

Показано, что не устраняют принципиальных недостатков современных атомных энергетических технологий и не обеспечивают комплексного выполнения требований МАГАТЭ, в т.ч. и главного – первого, - электроядерные системы в рамках обычно рассматриваемых схем ADS класса EA («Усилитель энергии»).

Определено, что **в плане реализации фундаментальных требований МАГАТЭ единственной реальной перспективой** создания широкомасштабной ядерной энергетике на сегодня **является использование более жесткого, чем делительный, спектра нейтронов.**

Для получения такого жесткого спектра нейтронов сегодня существует только один практически осуществимый путь – это использование глубоко подкритической размножающей системы в сочетании с внешним источником каскадных нейтронов, создаваемых непосредственно в объеме размножающей среды пучком высокоэнергетических ионов из ускорителя.

Для практической реализации этого пути предложена принципиально новая схема электроядерных энергетических систем – схема релятивистской тяжело-ядерной (ЯРТ) энергетике.

В рамках схемы ЯРТ-энергетики предлагается вернуться к глубоко подкритической квазибесконечной активной зоне из природного (обедненного) урана и/или тория, как это и предполагалось делать в многочисленных работах по электроядерному бридингу и, в первую очередь, в многочисленных работах, выполненных в разные годы в ОИЯИ.

При этом, в отличие от схемы электроядерного бридинга, в схеме ЯРТ-энергетики предусматривается снять задачу наработки легкоделящихся изотопов для обеспечения работы нескольких тепловых реакторов.

Одновременно предлагается повысить энергию первичного протонного (дейтонного?) пучка до $10\div 20$ ГэВ. Это позволяет снизить на порядок требуемый ток ускорителя при той же мощности пучка и значительно повысить долю энергии пучка, идущую на генерацию жесткого нейтронного поля в объеме активной зоны.

Кроме того, повышение энергии протонного пучка позволяет задействовать важный дополнительный механизм значительного повышения жесткости нейтронного спектра в ЯРТ-реакторе. Этим механизмом, как показывают анализ и оценки, является мезообразование в квазибесконечной мишени при энергиях иницирующего пучка выше $5\div 6$ ГэВ.

В результате, в активной зоне ЯРТ-реактора создаются **условия для формирования значительно более жесткого, чем делительный, спектра нейтронов**. Это позволяет задействовать большой набор конкурирующих между собой неупругих процессов. Кроме комплекса пороговых реакций типа (n, xn) , начинает эффективно работать массив многоступенчатых каскадных реакций, порождаемых внутриядерными и межъядерными каскадами, которые сопровождаются высокоэнергетичным и низкоэнергетичным делением. Эти процессы обеспечивают, в частности, возможность эффективного деления и фрагментации всего, что может делиться, в т.ч. и пороговых минорных актинидов.

Глубокая подкритичность активной зоны в схеме ЯРТ-энергетики, обеспечивает возможность **на много порядков снизить плотность энергосделения в центральной области ЯРТ-реактора** - мишени, как за счет использования сканирующего расходящегося пучка, так и за счет открывающейся возможности реализации комплекса других конструктивно-технологических решений. Это позволяет, в рамках схемы ЯРТ, **в принципе устранить потребность в** крайне сложном **промежуточном элементе**, который является **непеременным атрибутом** классической схемы ADS – **в ограниченной нейтронопроизводящей мишени**.

Важнейшей особенностью предложенной схемы является то, что крайне сложные технические проблемы, принципиально неустранимые в схеме классического электрояда (ADS), - в рамках схемы ЯРТ-энергетики практически отсутствуют. Это проблемы, которые связаны с теплоотводом от ограниченной нейтронопроизводящей мишени, в которую вводится узкий протонный пучок мощностью $\sim 10\div 30$ МВт, а также с окном ввода этого сильнооточного пучка.

Детальный концептуальный анализ физико-технических особенностей, перспективности и технологической готовности к реализации схемы ЯРТ-энергетики выполнен в настоящей работе.

Этот анализ основан, в первую очередь, на этапных циклах экспериментальных и расчетно-теоретических работ, выполненных в ОИЯИ группами В.И. Гольданского [11], В.И. Юревича [12], В.С. Барашенкова [13-15] в области электроядерного бридинга и других приложений электроядерной технологии. Оценке перспективности схемы ЯРТ-переработки ОЯТ способствовали некоторые результаты, полученные в процессе реализации в ОИЯИ международной программы «Энергия + Трансмутация», а также предварительные результаты методических экспериментов, выполненных по инициативе ЦФТП «Атомэнергомаш» в 2008-2009г.г. в ОИЯИ и ПИЯФ РАН.

Результаты экспериментов [11] показывают, что в квазибесконечной мишени из обедненного урана при энергии протонов 660 МэВ коэффициент усиления мощности пучка составляет $\sim 6,0$, а в аналогичной мишени из природного урана $\sim 7,4$. При этом скорость наработки плутония с увеличением обогащения возрастает на $\sim 21\%$.

Результаты расчетно-теоретических работ [13-15], выполненных для квазибесконечных мишеней из урана и тория при энергии протонного пучка 1 ГэВ, неплохо коррелируют с результатами экспериментов [11], хотя и значительно занижают их.

Они, в частности, показывают, что при облучении таких квазибесконечных мишеней сильноточным протонным пучком, работает **«эффект разгонки»**. Он заключается в том, что с увеличением длительности облучения вначале быстро нарастает концентрация легкоделящихся изотопов плутония и урана-233. После достижения величины их концентрации $\sim 1,5\%$ - темп роста снижается, и **при концентрации $\sim 4\%$ можно уверенно ожидать выхода ее, концентрации, на асимптоту, т.е. возникновения паритета между наработкой и выжиганием легкоделящихся изотопов**. При этом сохраняются глубокая подкритичность квазибесконечной активной зоны и, соответственно, жесткость нейтронного спектра в ее объеме.

В процессе повышения концентрации легкоделящихся изотопов непрерывно возрастает коэффициент усиления мощности пучка и, по данным работ [13-15], при достижении паритетной концентрации его увеличение от стартовой величины может составить от $\sim 6,5$ до ~ 20 раз.

При энергии 660 МэВ доля энергии протонного пучка, идущая в нейтронообразование составляет $\sim 23\%$. Эксперименты [12] показывают, что с увеличением энергии протона доля энергии, идущей в нейтронообразование, а также средняя энергия нейтронов, выходящих из ограниченной свинцовой мишени возрастают. Так при энергии пучка $\sim 3,65$ ГэВ доля энергии, идущей в нейтронообразование, составляет $\sim 45,6\%$, а средняя энергия нейтронов $\sim 13,7$ МэВ.

На основе известных на сегодняшний день результатов экспериментальных и расчетно-теоретических работ [11÷15, 32], была проведена их экстраполяция в область более высоких энергий падающих протонов/дейтронов. **Результаты этой экстраполяции, выполненные в рамках консервативных оценок, показывают, что прогнозы и оценки перспектив схемы ЯРТ-энергетики, - имеют под собой весьма убедительные основания.**

Эти результаты позволяют рассчитывать на весьма высокую энергоэффективность схемы ЯРТ-энергетики.

В частности, эти оценки показывают, что при загрузке активной зоны ЯРТ-реактора обедненным ураном и облучении ее протонным пучком мощностью ~ 10 МВт с энергией 10 ГэВ и током ~ 1 мА ($6,25 \cdot 10^{15}$ протонов/с), - при пуске реактора можно ожидать величины стартового коэффициента усиления мощности пучка ~ 17 .

За счет эффекта «разгонки» [14], в течение 0,5-1 года ЯРТ-реактор может выйти на паритетную концентрацию $\sim 4\%$ между наработкой и делением плутония в объеме активной зоны. При этом величину коэффициента усиления мощности пучка можно ожидать в диапазоне от 100 до 200, что обеспечит выработку от 1000 до 2000 МВт тепловой энергии.

Таким образом, можно ожидать, что через 0,5-1 год работы ЯРТ-реактор выйдет на стационарный режим выработки энергии, который, чисто физически, за счет 100%-й загрузки зоны топливом – ураном-238, может продолжаться многие десятки лет, в зависимости от вырабатываемой тепловой мощности.

Крайне **важным свойством ЯРТ-энергетики** является возможность и целесообразность **загрузки значительной части активной зоны ЯРТ-реактора**, в качестве элемента его топливной композиции, сферическими ТВС-капсулами, изготовленными из **отработанных** тепловыделяющих сборок (ТВС) реакторов типа **ВВЭР и РБМК**, содержащих **ОЯТ**, без их сложной радиохимической переработки и разделения. Это позволяет существенно сократить длительность режима выхода ЯРТ-реактора на стационарный режим паритетной концентрации и **существенно повысить его технико-экономические показатели**. При этом **одновременно происходит глубокая переработка** и снижение долгоживущей **активности отработанных ТВС современных АЭС, содержащих ОЯТ**.

Анализ физических процессов, протекающих в активной зоне ЯРТ-реактора, которые определяются жестким нейтронным спектром, сохраняющимся в течение всей многолетней кампании [15] и дополнительно ужесточающимся в конечной ее стадии, - показывает, что в схеме ЯРТ-энергетики можно рассчитывать на полное выполнение 2-го и 3-го требований МАГАТЭ.

Практическая реализация схемы ЯРТ-энергетики возможна за счет наличия технологии уникального российского трехмерного модульного компактного ускорителя протонов на обратной волне (УЛОВ). Эта технология известна в западной аббревиатуре как BWLAP/ABC2(3)D.

Например, крупнейший в мире Лос-Аламосский линейный протонный ускоритель на энергию 0,8 ГэВ имеет длину ~ 805 м, т.е. ~ 1 ГэВ/км.

Представить себе реальное промышленное использование установки длиной ~ 1 км, а уж тем более $\sim 10 \div 20$ км – нереально.

Проведенные проработки показывают, что размеры ускорителя выполненного по технологии BWLAP/ABC2(3)D на энергию 10 ГэВ составят $\sim 60 \times 30 \times 12$ метров, а КПД $\sim 60\%$.

Анализ технологического обеспечения возможностей технической реализации схемы ЯРТ-энергетики в виде блока ядерной релятивистской электростанции

(ЯРЭС) показывает, что практически все технологии для серийного промышленного производства ЯРТ-систем на сегодняшний день или имеются в наличии, или имеется серьезный научно-технический, опытно-конструкторский и технологический задел для их реализации.

Таким образом, с технологической точки зрения схема ЯРТ-энергетики практически готова к началу промышленного внедрения.

Краткий **итог** концептуального физико-технического **анализа** **схемы ЯРТ-энергетики** можно сформулировать следующим образом.

ЯРТ-реактор – это реактор, который работает на обедненном (природном) уране и/или тории, причем **попутно**, с извлечением дополнительной финансовой выгоды, он может **перерабатывать ОЯТ** современных АЭС.

ЯРТ-реактор непрерывно воспроизводит элементы топливной композиции, необходимые для поддержания его высокой энергоэффективности в течение многих десятков лет, **не потребляя** при этом **уран-235**.

Имеются крайне убедительные основания предполагать, что практическая реализация **схемы ЯРТ-энергетики** позволит **обеспечить выполнение всех четырех фундаментальных требований МАГАТЭ в полном объеме**.

Более того, проведенный **анализ убедительно показывает**, что **схема ЯРТ-энергетики** на сегодня это **единственная** схема, которая реально может обеспечить **создание широкомасштабной ядерной энергетики в 21 веке**, обеспечив выполнение всех 4-х фундаментальных требований МАГАТЭ и, самое главное, – 1-го требования по неограниченным запасам сырья для производства топлива.

5. Основные предпосылки и обоснование необходимости формирования и выполнения комплексной целевой Программы 1-го этапа работ по созданию ЯРТ-энергетики

Проведенный анализ физико-технических особенностей, перспективности и технологической готовности к реализации схемы ЯРТ-энергетики показывает, что прогнозы и оценки перспективности этой принципиально новой схемы электро-ядерной технологии, - имеют под собой весьма убедительные основания.

Однако этот анализ и прогнозные оценки, основаны на экстраполяции имеющихся результатов экспериментальных и расчетно-теоретических работ.

Очевидно, что имеющихся на сегодняшний день экспериментальных и расчетно-теоретических данных недостаточно, как для начала проектирования полномасштабных промышленных установок на основе новой схемы электроядерного метода, так и для принятия соответствующего экономически обоснованного политического решения.

Единственный реальный путь к количественному описанию и экспериментальной демонстрации реализуемости основных физико-технических принципов схемы ЯРТ-энергетики лежит через разработку и реализацию Комплексной целевой Программы НИОКР.

Текущее состояние проработанности всего комплекса научно-технической и технологической проблематики создания систем ЯРТ-энергетики следующее.

1. На сегодня имеется единственный в мире комплекс экспериментов, проведенный в ОИЯИ в адекватной решению задачи постановке на достаточно больших (~ 3,5 т) урановых мишенях, но на энергии протонов 660 МэВ.

2. Результаты комплекса экспериментов, выполненных в ОИЯИ на ограниченной ($\text{Ø}20 \times 60$ см) свинцовой мишени, подтверждают правильность пути в направлении повышения энергии первичного протона в новой электроядерной схеме. Однако они получены при энергиях протонов до ~ 3,65 ГэВ, где еще мало влияние мезообразования на повышение доли энергии первичного протона, идущей в нейтронообразование, и повышение жесткости нейтронного спектра.

3. Ядерно-физическое константное обеспечение проекта, а также нерешенность вопроса об оптимальном типе ускоряемых частиц: протоны или дейтоны, - в настоящий момент не соответствует задачам создания промышленной ЯРТ-установки.

Проблематика ADS вызвала в последние годы бурный интерес к получению ядерных констант при высоких энергиях – в районе 1 ГэВ и выше. При этом физика процессов, в частности, деления ядра осталась не понятой, что значительно усложняет использование теоретических моделей при проведении практически важных расчетов перспективных электроядерных установок.

Основное внимание традиционно обращалось на эффекты взаимодействия протонов с массивными мишенями. Дейтон, как частица драйвера ADS рассматривался, пожалуй, лишь в работах ОИЯИ, причем в направлении увеличения уровня энергии.

Тем не менее, фактической информации о механизмах ядерных реакций было получено весьма немного. Например, данных о сечениях деления ядер релятивистскими дейтонами практически нет, за исключением пары точек (1 и 1,6 ГэВ) для урана-238. Данных о множественности, выходах продуктов реакций, запаздывающих нейтронов, - в настоящее время не существует.

Модельные расчеты, не основанные на надежных, самосогласованных ядерных данных, и не оттестированные на интегральных экспериментах, - вряд ли могут служить хорошим ориентиром для проведения НИОКР и, тем более, проектно-конструкторских работ по промышленной реализации электроядерной технологии.

Проблема усугубляется тем обстоятельством, что даже для протонных реакций полного понимания наблюдаемых явлений нет.

В отношении деления ядер дейтонами вопрос еще более запутан. Недавние данные, полученные в ОИЯИ [48], показали, что сечение деления урана оказалось существенно выше на дейтонах, чем на протонах. При энергии 1 ГэВ оно составило около 1900 мбарн, то есть почти геометрическое сечение ядра-мишени.

Если это так, то дейтоны в качестве возбуждающих активную зону ЯРТ-реактора частиц оказываются предпочтительнее протонов. При этом следует учитывать, что дейтон – слабо связанная ядерная система, и его развал в поле как тяжелого ядра, так и ядер конструкционных материалов активной зоны, может дать,

в сущности, двойной поток падающих частиц, сечение деления которыми почти постоянно в широком диапазоне энергий.

В этом контексте сечение деления собственно дейтонами при их проникновении в ядро остается вопросом открытым. И опять возникает проблема характера энергетической зависимости сечения, а также его абсолютного уровня. Уточнение значения сечения деления дейтонами имеет, таким образом, не только существенно прикладное, но и фундаментальное значение.

4. Проведенные при подготовке настоящей Программы расчеты, задачей которых было определение адекватности их результатам имеющимся экспериментальным данным, показали, что на сегодняшний день расчетные методы и **широко используемые расчетные программы неадекватны решению задачи создания ЯРТ-систем.**

Для делящихся размножающих сред **существующие** верифицированные программы дают **значительные, до ~ 2 раз, недосчеты** даже интегральных характеристик нейтронного излучения и энерговыделения, причем не только для достаточно больших мишеней при относительно малых (660 МэВ) энергиях, но и для весьма малых мишеней ~ 3 кг, при «калиброванной» энергии 1 ГэВ.

Отметим, что полное понимание баланса нарабатываемых и пережигаемых/трансмутуруемых долгоживущих компонент ОЯТ в рамках различных вариантов схемы ЯРТ-энергетики также требует дальнейших детальных экспериментальных и расчетно-теоретических исследований.

5. Ускоритель является ключевым элементом новой схемы электроядерной технологии.

Рассматриваемые в рамках схемы ADS в качестве альтернативы линейным ускорителям - циклотроны - для реализации схемы ЯРТ-энергетики неприемлемы, поскольку их «потолок» на сегодняшний день – это энергия ~ 1 ГэВ. При более высоких энергиях (~ 10 ГэВ) их техническая реализация на сегодняшний день – нереальна.

Практическое использование линейного ускорителя в рамках схемы ЯРТ-энергетики, при требуемой энергии ~ 10 ГэВ возможно только при его реализации на основе технологии BWLAP/ABC2(3)D (УЛОВ, ТРИДУЛОВ).

Однако, несмотря на глубокую проработанность этой технологии, большие научно-технические заделы, экспериментальную демонстрацию работоспособности и основных преимуществ метода ускорения протонов на обратной волне, на сегодняшний день нет ни одного полномасштабного работающего ускорителя протонов на основе этой технологии.

Поэтому, в рамках Программы необходимо создание работающего ускорителя по технологии BWLAP/ABC2(3)D на энергию ~ 60-100 МэВ. На нем должны быть продемонстрированы и подтверждены в реальном квазинепрерывном режиме работы основные параметры и характеристики, в первую очередь, такие как: ток, КПД, темп ускорения, практическое отсутствие потерь ускоряемых частиц (минимальность активации элементов ускорителя), возможность компоновки в геометрии ABC2(3)D, а также вопросы организации сканирования (формирования расходящегося) пучка.

Реализация ускорителя в рамках Программы и натурная демонстрация его возможностей позволит по ее завершении оперативно принять обоснованное решение о создании демонстрационной опытно-промышленной ЯРТ-установки.

Кроме того, наличие такого ускорителя в виде полномасштабного работающего образца позволит привлечь дополнительно крупные внебюджетные источники финансирования как российского, так и, при необходимости, значительно более широкого международного происхождения, для финансирования дальнейших работ как по созданию ЯРТ-энергетики, так и по целому ряду других прикладных приложений ЯРТ-технологии.

6. Важнейшим аспектом реализации Программы являются вопросы разработки ключевых сопряженных технологий, а именно технологий сферического капсулирования топлива и высокоактивных материалов ТВС, а также технологии организации эффективного теплообмена в АЗ ЯРТ-установки.

У одного из основных соисполнителей Программы - НПО «Луч» имеются большие научно-технические заделы в области создания капсулированного топлива сферической геометрии. Реализованная им на опытно-промышленной установке технология изготовления микротвэлов превосходит лучшие мировые аналоги. Однако она реализована, во-первых, в рамках «чистого» производства и только на чистой двуокиси урана. Во-вторых, жесткие реакторные ограничения, в частности, по влиянию конструкционных материалов на формирование нейтронных потоков, а также на их взаимодействие с традиционным теплоносителем – водой, - не позволили в рамках уже разработанной технологии реализовать большие имеющиеся у НПО «Луч» научно-технические наработки по системам композитных покрытий и формированию топливных кернов. Эти покрытия по предварительным оценкам способны обеспечить значительно более высокие характеристики, как по радиационной стойкости, так и по ресурсу сохранения герметичности. Однако весь комплекс вопросов создания конкретной технологии изготовления шаровых ТВС- и Т-капсул для реализации эффективного процесса энергопроизводства в сочетании с глубокой переработкой и последующим безопасным захоронением отходов в рамках схемы ЯРТ-энергетики, - требует проведения большого объема научно-технологических работ в тесном взаимодействии с остальными направлениями работ в рамках Программы.

Большие научно-технологические, экспериментальные и расчетно-теоретические заделы по организации эффективного теплообмена в структурированной шаровой капсулированной засыпке АЗ, а также по реализации преимуществ такой загрузки АЗ для организации процессов ее перегрузки, - имеются у одного из основных соисполнителей Программы от Республики Беларусь - ОИЭИ-ЯИ-Сосны. Однако все эти наработки были ориентированы на реакторные технологии. Эти технологии, по ряду существенных моментов принципиально отличаются от технологий ЯРТ-реактора. Это определяется как принципиальными отличиями протекания ядерно-физических процессов в многозонной АЗ ЯРТ-реактора с существенно неравномерным энерговыделением, так и отличиями основных задач, решаемых в рамках схемы ЯРТ-энергетики.

Детальная разработка перечисленных выше технологий, являющихся критическими в рамках решаемой задачи, параллельно, в тесном взаимодействии с остальными направлениями работ, - обеспечит возможность быстрого перехода к практической реализации задачи создания демонстрационного опытно-промышленного блока ЯРЭС.

Основной вывод из вышеизложенного заключается в следующем.

Имеющиеся на сегодняшний день экспериментальные и расчетно-теоретические данные, а также конкретное состояние разработки критических технологий, необходимых для практической реализации схемы ЯРТ-энергетики, - не обеспечивают достаточных возможностей для принятия обоснованного решения о начале проектирования полномасштабных промышленных установок на основе этой принципиально новой схемы электроядерной технологии.

Вместе с тем они дают убедительные основания для постановки вопроса о реализации Комплексной целевой Программы проведения НИОКР «Экспериментальное обоснование и разработка комплекса критических технологий, обеспечивающих получение базовых исходных данных для создания демонстрационного опытно-промышленного образца блока ядерной релятивистской электростанции (ЯРЭС) на основе принципиально новой схемы электроядерного метода».

Реализация столь масштабного разнопланового комплекса работ, имеющего своей целью разработку проекта ТЗ на создание полномасштабной демонстрационной опытно-промышленной ЯРТ-системы, в планируемые минимальные сроки и при минимальных затратах, - невозможна без реализации системного комплекса научно-организационно-технических мероприятий. Она требует создания в рамках Программы компактной неформальной гибкой организационной структуры, реализующей единое целеполагание, управление, научно-техническую координацию и организацию системного оперативного взаимодействия всех направлений работ, своего рода аналог Совета Главных Конструкторов. В этот Совет входят как ответственные руководители всех работ от каждой организации (и от их крупных головных структурных подразделений) основных исполнителей и соисполнителей работ, так и руководители каждого направления работ. Все члены Совета Главных, должны иметь полномочных замов – дублеров, являющихся также членами Совета, для исключения даже кратковременной потери управляемости процессом реализации Программы и отдельных ее направлений, как в случае рядовых, так и чрезвычайных ситуаций. Кроме того, организационная структура выполнения всех направлений Программы основана на реализации «мультикомандного» принципа организации работ при нацеленности каждого члена команды и каждой команды на конечный результат. Реализация заложенных принципов основывается на сочетании положительных моментов советского опыта организации выполнения комплексных многоотраслевых программ, полученного, например, в рамках Атомного и ракетно-космического проектов, с положительными моментами сегодняшних реалий, в частности с эффективной реализацией сочетания принципа материальной заинтересованности с принципом материальной ответственности каждого руководителя и исполнителя.

Основные принципы, заложенные в систему организации и управления выполнением Программы, опробованы и отработаны в последние годы при выполнении ряда комплексных проектов. Их системная реализация, как представляется, это единственный способ реализации Программных целей в 3-хлетний срок.

Основные положения Программы и основные подходы к ее реализации приводятся ниже.

6. Комплексная целевая Программа «ЯРТ-ОЯТ-1»

Комплексная целевая Программа «Экспериментальное обоснование и разработка комплекса критических технологий, обеспечивающих получение базовых исходных данных для создания демонстрационного опытно-промышленного образца блока ядерной релятивистской электростанции (ЯРЭС) на основе принципиально новой схемы электроядерного метода» (Программа «ЯРТ-ОЯТ-1») разработана ЗАО «ЦФТП «Атомэнергомаш» в инициативном порядке.

Программа «ЯРТ-ОЯТ-1» и ее научно-техническое обоснование, приведенное в предыдущих разделах, являются итогом многолетних системных расчетно-теоретических, экспериментальных и аналитических работ большой инициативной команды ведущих ученых и специалистов. В составе этой команды собраны ученые и специалисты, работающие в настоящее время в ряде ведущих профильных организаций России и Беларуси, в частности в ЗАО «ЦФТП «Атомэнергомаш», ЗАО «Атомэнергомаш», ОИЯИ, ГНЦ РФ ФЭИ, НПО «Луч», ОИЭиЯИ-Сосны НАН Беларуси, ИФ НАН Беларуси, и в целом ряде других.

Основные цели, задачи, пути и способы реализации Программы «ЯРТ-ОЯТ-1» состоят в нижеследующем.

Программа «ЯРТ-ОЯТ-1» нацелена на экспериментальную демонстрацию эффективности и технологическую реализуемость схемы ЯРТ-энергетики и ряда других прикладных приложений ЯРТ-технологии.

Одной из ключевых задач Программы «ЯРТ-ОЯТ-1» является получение базовых исходных данных для разработки ТЗ и ТЭО создания демонстрационного опытно-промышленного образца ЯРТ-системы для производства энергии и глубокой переработки ОЯТ.

Важной задачей Программы «ЯРТ-ОЯТ-1» является создание основных научно-технических и технологических заделов для разворота комплекса работ по всему спектру вопросов создания ЯРТ-систем в рамках широкой международной кооперации.

Эта Программа опирается на результаты этапных комплексов экспериментальных работ [11] и [12], выполненных в ОИЯИ в 1960-х и 1990-х годах, на комплекс расчетно-теоретических работ выполненных в ОИЯИ [13-15], на теоретические и концептуальные проработки специалистов ЦФТП «Атомэнергомаш» [22-27], а также на ряд результатов, полученных в процессе реализации в ОИЯИ международной программы «Энергия + Трансмутация».

Важную роль в формировании Программы и ее научно-технического обоснования сыграли результаты методических экспериментов, выполненных по инициативе ЦФТП «Атомэнергомаш» в 2008-2009г.г. в ОИЯИ и ПИЯФ РАН совместно со специалистами ОИЯИ, ГНЦ РФ ФЭИ, ОИЭиЯИ-Сосны НАН Беларуси, ИФ НАН Беларуси.

Предварительные результаты этих экспериментов и оценки, выполненные на основе экстраполяции имеющихся экспериментальных и расчетно-теоретических результатов, проведенные в процессе подготовки настоящей Программы, показывают, что сделанные на их основе прогнозы перспективности схемы ЯРТ-энергетики, - имеют под собой крайне серьезные убедительные основания.

Выполнение Программы «ЯРТ-ОЯТ-1» предполагается в рамках широкой международной кооперации на базе ряда лабораторий ОИЯИ (ЛФВЭ, ЛНФ, ЛЯП и др.) в составе: ЗАО «ЦФТП «Атомэнергомаш», ОИЯИ, ГНЦ РФ ФЭИ, ЗАО «Атомэнергомаш», НПО «Луч», ОИЭиЯИ-Сосны НАН Беларуси, ИФ НАН Беларуси, с участием специалистов ряда других заинтересованных профильных организаций.

Основанием для уверенности в успешном выполнении Программы «ЯРТ-ОЯТ-1» в кратчайшие, до 3-х лет, сроки на базе ОИЯИ, при условии наличия адекватного финансового обеспечения проекта, является уникальное сочетание следующих факторов:

1. Наличие сформированной базовой инициативной высококвалифицированной команды ученых и специалистов из ведущих научно-технических организаций России и Беларуси.

2. Наличие отработанных методов и методик измерений.

3. Наличие в ОИЯИ пучка Нуклотрона, необходимых экспериментальных помещений и развитой инфраструктуры.

4. Наличие в ОИЯИ и ГНЦ РФ ФЭИ необходимых для проведения экспериментальных работ делящихся материалов и изотопов.

5. Наличие в ОИЯИ и ЦФТП «Атомэнергомаш», а также у других основных соисполнителей Программы, - специалистов, помещений, технологической базы и больших наработок по ключевым ускорительным и другим критическим технологиям.

6. Наличие у ЦФТП «Атомэнергомаш» и его специалистов положительного опыта системной организации и реализации ряда крупных комплексных физико-технических проектов, а также отработанных и отлаженных принципов и систематики организации выполнения таких проектов в кратчайшие сроки.

В рамках Программы «ЯРТ-ОЯТ-1» предполагается проведение работ по 7-ми основным направлениям.

Направления 1÷3 в рамках Программы образуют **единый ядерно-физический блок работ**. Они представляют собой комплекс согласованных взаимно дополняющих системных научно-технических работ. Эти работы выполняются совместно, обеспечивая системное соответствие получаемых результатов интересам реализации конечных целей Программы «ЯРТ-ОЯТ-1».

Результаты, которые будут получены в результате работ по ускорительному Направлению 4, включают подтверждение заявляемых параметров и характеристик на созданном ускорительном комплексе на энергию 60-100 МэВ. Они не только позволят принять обоснованное решение о создании полномасштабной демонстрационной ЯРТ-системы, но и позволят перейти к практической реализации целого ряда прикладных задач, в частности, медицинских приложений.

Блок научно-технических и технологических Направлений 5 и 6, выполняемых параллельно с остальными направлениями, позволит реализовать и привязать большой имеющийся задел в этих направлениях к конкретным задачам реализации Программы. Его реализация параллельно, в тесном взаимодействии с остальными направлениями работ обеспечит возможность без дополнительных потерь времени перейти к практической реализации задачи создания комплексной полномасштабной демонстрационной опытно-промышленной ЯРТ-системы.

Направление 7 обеспечит системность, комплексность и единую целенаправленность всех проводимых работ. Его реализация обеспечит необходимые научно-технические и технологические возможности для оперативного перехода к созданию полномасштабной демонстрационной опытно-промышленной ЯРТ-системы после завершения Программы.

Направление 1 («Интегралы»). Проведение комплекса интегральных экспериментальных работ с большими урановыми мишенями.

Задачами экспериментов, в частности, являются:

а) определение зависимостей энергетических коэффициентов усиления и теплофизических характеристик урановых сборок в зависимости от энергии ионов и от массовых и конструктивных характеристик мишеней;

б) определение оптимальных режимов переработки наиболее актуальных изотопов из состава ОЯТ, как продуктов деления, так и актиноидов, - в различных нейтронных полях.

Эксперименты будут проводиться с близкой к квазибесконечной мишенью из природного или обедненного урана при энергиях протонов от 2 до 10-12 ГэВ и дейтронов от 1 до 6 ГэВ/нуклон.

В рамках этого направления должны быть проведены, в частности, следующие работы:

- исследования пространственно-энергетических распределений нейтронов в сборках, их зависимость от конструкции, материала отражателя и энергии ионного пучка;
- исследования пространственного распределения процессов деления, фрагментации и спектров масс осколков деления актиноидов из состава ОЯТ в зависимости от конструкции мишени и энергии ионного пучка, т.е. в нейтронных потоках с различными энергетическими спектрами;
- исследования объемного распределения плотности радиационных захватов и реакций типа (n, xn) в образцах наиболее актуальных изотопов из

- состава ОЯТ в зависимости от геометрии мишени и энергии ионного пучка, т.е. в нейтронных потоках с различными энергетическими спектрами;
- исследования объемного распределения величины энерговыделения в зависимости от конструкции мишени и энергии ионного пучка, т.е. в нейтронных потоках с различными энергетическими спектрами;
 - исследования объемного распределения величины паритетной концентрации между наработкой и делением плутония в зависимости от конструкции мишени и энергии ионного пучка, т.е. в нейтронных потоках с различными энергетическими спектрами;
 - исследования коэффициентов усиления мощности в зависимости от геометрии мишени, энергии ионного пучка и вида бомбардирующих ионов;
 - исследования множественности и спектров мгновенных и запаздывающих нейтронов, выходящих из мишеней, в зависимости от геометрии мишени и энергии ионного пучка, локальными и интегральными методами;
 - совершенствование методов on-line и off-line мониторинга пучка Нуклотрона, в том числе как в части интегральных и локальных характеристик интенсивности пучка, так и в части формы и положения пучка на облучаемой мишени в режиме реального времени;
 - исследования скоростей дезактивации мишеней после различных доз облучения.

Исследования будут проводиться локальными и интегральными методами с использованием, в частности, активационных и твердотельных трековых детекторов, радиохимических методов и целого ряда других методов ядерной физики. Работы сопровождаются расчетным моделированием в рамках взаимодействия с работами по Направлению 3.

Направление 2 («Константы»). Проведение комплекса константных измерений сечений деления тяжелых ядер протонами и дейтонами высоких энергий для получения ядерно-физических данных в интересах Программы «ЯРТ-ОЯТ-1».

В рамках этого направления предполагается провести серию экспериментов для получения данных о делении ядер элементов с $A > 200$ протонами и дейтонами.

Для обеспечения расчетов электроядерных систем необходимо знание процессов, происходящих не только в тонких мишенях, но и в толстых (≥ 2000 г/см²), при этом необходимо учитывать характер деления, производимого вторичными частицами (второго и последующих поколений).

Для измерения сечений деления как первичными, так и вторичными частицами, - предполагается, в частности, применить методику диэлектрических трековых детекторов.

Эта методика является практически единственной, позволяющей измерить сечения деления ядер в интенсивном потоке первичных и вторичных частиц. Использование трековых детекторов с различными порогами регистрации позволяет отделить осколки деления от протонов и нейтронов, при этом возможно также изучение спектра масс осколков деления и фрагментов.

Все полученные в рамках Направления 2 данные должны быть конвертированы в полные файлы ядерных данных в принятых стандартах, адаптированных к основным расчетным кодам ЯЭ.

Направление 3 («Моделирование»). Совершенствование физических моделей, константной базы и расчетных программ в части, связанной с множественностью нейтронов, особенно в жесткой части их энергетического спектра, в делящихся средах в интересах Программы «ЯРТ-ОЯТ-1».

Схема ЯРТ-энергетики – это каскадный источник нейтронов, помещенный в квазибесконечную размножающую среду.

Задача получения нейтронно-физических характеристик для схемы ЯРТ-энергетики лежит на стыке двух областей: взаимодействия пучков высокоэнергетических частиц с конденсированными средами и физики реакторов.

При расчете нейтронных полей и тепловыделения в такой системе крайне важен правильный учет каналов высокоэнергетического деления. Это определяется тем, что существующие на сегодняшний день расчетные модели дают значительные – в разы – расхождения даже с весьма ограниченными, полученными на малых мишенях, экспериментальными данными, не говоря уже о квазибесконечной делящейся среде, такой как активная зона будущего многофункционального ЯРТ-реактора.

В рамках работ по Направлению 3 будет проведен комплекс расчетно-теоретических работ в прикладной области феноменологии множественного рождения частиц в квазибесконечной делящейся мишени при высоких энергиях.

Расчетно-теоретические работы, проводимые в обеспечение предварительного планирования экспериментального комплекса и Программы работ, одновременно будут являться работами, направленными на создание и отработку расчетных методик и алгоритмов для разработки реальных ЯРТ-систем.

Направления 1÷3 в рамках Программы образуют **единый ядерно-физический блок** работ. Они выполняются совместно, дополняя и используя взаимно получаемые результаты в интересах реализации конечных целей Программы «ЯРТ-ОЯТ-1».

Направление 4 («Ускоритель»). Создание демонстрационного образца ускорителя протонов «УЛОВ» (BWLAP) на энергию 60÷100 МэВ.

В рамках настоящей Программы предполагается выполнить следующие работы:

- Провести полный комплекс работ по созданию 5 – 7-секционного действующего компактного линейного ускорителя протонов на обратной волне в двух-, трехмерной геометрии на энергию 60 – 100 МэВ. Этот ускоритель, по сути, является демонстрационным образцом большого ускорителя для ЯРТ-системы с заявляемыми характеристиками по пучку: 7, 28, 42, 55, 68, 81, 94 МэВ, соответственно, в одно-, двух-, ... семи секционном ускорителе с об-

щей длиной траектории 24.5 м и КПД преобразования ВЧ энергии в кинетическую энергию пучка более 90%.

- Провести комплекс экспериментальных исследований характеристик созданного ускорителя для подтверждения и уточнения заявленных параметров.

Фактически комплекс работ этого направления представляет собой то, что в мировой практике развертывания работ по большим проектам является обязательным и предваряющим их условием подтверждения правильности и достаточности заложенных исходных принципов в большой проект. Английское название цикла таких работ – PoP – Proof of Principles.

Реализация указанного направления Программы позволит обосновать целесообразность и необходимость развертывания больших ускорительных проектов в интересах не только схемы ЯРТ-энергетики, но и для целого ряда других прикладных приложений ускорительной техники.

Созданный ускоритель протонов в дальнейшем можно будет, при необходимости, «нарастить» до 6 ГэВ энергии протонов (236 секций, суммарная длина 342 м) и далее до 10 ГэВ (411 секций, общая длина траектории – 578м), расположив его в прямоугольнике 60 м x 18 м.

Направление 5 («Микротвэлы»). Разработка технологий изготовления сферических топливных капсул для формирования загрузки АЗ ЯРТ-реактора на основе: а) высокоактивных тонкомолотых материалов ТВС без их предварительной радиохимической переработки и разделения; б) «чистого» тонкомолотого основного компонента топливной композиции – двуокиси урана.

Конечным итогом работ является разработка «грязной» технологии для создания «грязного» производства по механо-термической переработке отработанных ТВС и фабрикации из них сферических ТВС-капсул – микротвэлов, а также «чистой» технологии для фабрикации сферических Т-капсул – микротвэлов на основе двуокиси урана.

Предполагается, что эта «грязная» технология будет многократно чище используемых и разрабатываемых сегодня технологий переработки ОЯТ, как для замкнутого, так и для открытого топливных циклов.

Основная задача, стоящая перед покрытием топливных капсул, заключается в следующем.

Покрытие должно обеспечить длительную прочность и полную герметичность топливных капсул при их нахождении в высокотемпературной гелиевой среде ($T_{\text{вх}}^{\circ} \sim 300\text{-}350^{\circ}\text{C}$, $T_{\text{вых}}^{\circ} \sim 800\text{-}900^{\circ}\text{C}$ в жестком нейтронном поле при вышеуказанных температурах в течение не менее 15 лет. Верхний предел обеспечения герметичности ограничен сроком 200 лет.

В рамках Программы предполагается разработка, отработка и демонстрация работоспособности и эффективности технологии на модельных стабильных изотопах. При этом будет выполнена обоснованная оценка влияния отличий физико-химических свойств реальных высокоактивных изотопов из состава ОЯТ и твердых РАО, на продемонстрированные характеристики, с прогнозом реальных ха-

рактических. Будут выполнены прогнозные расчетные оценки радиационной стойкости покрытий топливных капсул.

Направление 6 («Теплофизика»). Разработка, экспериментальное обоснование и создание установок для демонстрации технологий, необходимых для решения задачи организации эффективного теплообмена в объеме АЗ ЯРТ-установки, выполненной на основе структурированной шаровой капсулированной заправки, с существенно неравномерным объемным энерговыделением. Также будут разработаны и продемонстрированы технологии, реализующие преимущества сферической капсулированной формы загрузки АЗ, в частности возможности перегрузки АЗ на ходу, т.е. без остановки процесса.

Направление 7 («Систематика»). Управление, координация, комплексный анализ и системная интеграция результатов всех работ Программы в проект ТЗ на создание демонстрационной опытно-промышленной ЯРТ-системы.

В рамках этого направления будут обеспечены единое целеполагание, управление, научно-техническая координация и организация системного оперативного взаимодействия всех направлений работ. Будут проведены, в частности следующие работы:

- Комплексный анализ и системная интеграция полученных по всем направлениям работ результатов.
- Формирование оптимального облика ЯРТ-системы – демонстрационного блока ЯРЭС.
- Разработка проекта технического задания и предварительного технико-экономического обоснования для проектирования демонстрационной опытно-промышленной установки на основе ЯРТ-технологии.

Главной конечной задачей этого направления является организация подготовки к системному промышленному внедрению и коммерческому использованию комплекса результатов работ, полученных в результате выполнения настоящей Программы.

Хотелось бы отметить несколько дополнительных моментов по поводу сформулированной выше комплексной Программы «ЯРТ-ОЯТ-1».

1. Серьезные проблемы с утилизацией ОЯТ испытывает не только Россия, но и все развитые страны, располагающие значительными генерирующими мощностями на основе традиционных АЭС, в первую очередь США, Франция, Япония.

2. Китай, Индия и ряд других «развивающихся» стран интенсивно развивают у себя традиционную атомную энергетику и весьма внимательно отслеживают мировые тенденции в этой области.

3. Значительные запасы тория обнаружены в Индии, Норвегии, Австралии.

Работы по экспериментальному обоснованию и реализации ЯРТ-технологии в рамках разработанной комплексной Программы «ЯРТ-ОЯТ-1» могут оказаться

весьма привлекательными для всех этих стран с точки зрения подключения к ее реализации в рамках международного, в т.ч. финансового, сотрудничества.

В заключение отметим, что результаты успешной реализации Программы «ЯРТ-ОЯТ-1», а консервативность наших оценок и анализа позволяет уверенно на это рассчитывать, - станут началом «Атомного проекта №2».

Результатом реализации «Атомного проекта №2» будет создание энерготехнологического базиса для беспрепятственного ненасильственного развития и процветания всей человеческой цивилизации.

Россия, в результате его реализации, обретет статус мирового интеллектуального и экономического лидера.

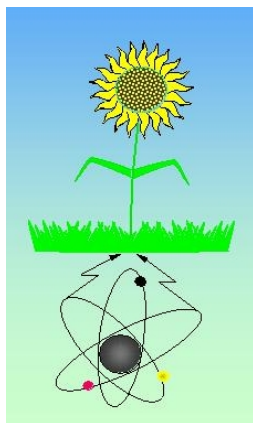
Литература

1. В.М. Колобашкин, П.М. Рубцов, П.А. Ружанский, В.Д. Сидоренко. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. Справочник. Энергоатомиздат, М., 1983.
2. <http://www.ieer.org/ensec/no-10/no10russ/russia.html>.
3. Средств на закрытие атомных станций в США не хватает. ДЭЙВ ГРЭМ и ФРЭНК БАСС. The Associated Press, 16 июня 2009 года
<http://www.washingtonpost.com/wpdyn/content/article/2009/06/16/AR2009061602159.html>.
4. В.С. Барашенков. Ядерно-физические аспекты электроядерного метода. ЭЧАЯ, 1978, т. 9, вып. 5.
5. Р.Г. Васильков, В.И. Гольданский, В.В. Орлов. Об электрическом бридинге. УФН, 1983, т. 139, вып. 3.
6. В.С. Барашенков. Проблемы электроядерной технологии. Препринт ОИ-ЯИ Р2-94-56, Дубна, 1994.
7. Р. Стефенсон. Введение в ядерную технику. М., 1956г.
8. А. Уолтер, А. Рейнольдс. Реакторы – размножители на быстрых нейтронах. Энергоатомиздат, М., 1986.
9. В.И. Рачков, А.В. Тюрин, В.И. Усанов, А.П. Вошинин. Эффективность ядерной энерготехнологии. Системные критерии и направления развития. ФГУП «ЦНИИАтоминформ», М., 2008.
10. В.Г. Васильков, В.И. Гольданский, В.П. Джелепов, В.П. Дмитриевский. Атомная энергия, т. 29, вып. 3, 1970.
11. Р.Г. Васильков, В.И. Гольданский, Б.А. Пименов, Ю.Н. Покотилловский, Л.В. Чистяков. Размножение нейтронов в уране, бомбардируемом протонами с энергией 300-660 МэВ. «Атомная энергия», т. 44, вып. 4, 1978, с. 329.
12. В.И. Юревич, Р.М. Яковлев, В.А. Николаев, В.Г. Ляпин, И.О. Цветков, Н.С. Амелин. Образование нейтронов при взаимодействии релятивист-

- ских протонов и дейтонов со свинцовыми мишенями. Препринт ОИЯИ, Дубна, P1-2005-79.
13. В.С. Барашенков, А.Н. Соснин, С.Ю. Шмаков. Зависимость характеристик электроядерного бридинга от примеси ^{239}Pu и ^{235}U . Препринт ОИЯИ, Дубна, P2-91-422.
 14. В.С. Барашенков, А.Н. Соснин, С.Ю. Шмаков. Временная зависимость характеристик электроядерной системы («эффект разгонки»). Препринт ОИЯИ, Дубна, P2-92-125.
 15. В.С. Барашенков, А.Н. Соснин, С.Ю. Шмаков. Электроядерный бридинг в ториевых мишенях. Препринт ОИЯИ, Дубна, P2-92-285.
 16. Р.Г. Васильков, Н.С. Мызин, Ю.М. Чиркин. Нейтронный выход из массивной мишени под действием легких релятивистских ионов. «Атомная энергия», т. 79, вып. 4, 1995, с. 257.
 17. А.В. Воронков, Н.М. Соболевский. Взаимодействие пучка протонов с массивной свинцовой мишенью при энергиях до 100 ГэВ. Препринт ИПМ им. М.В. Келдыша, № 78, М., 2000.
 18. В.Ф. Батяев, М.А. Бутко и др. Анализ основных ядерно-физических особенностей взаимодействия протонных пучков с тяжелыми металлическими мишенями. Атомная энергия, т. 104, вып. 4, 2008.
 19. Ю.А. Казанский, Е.С. Матусевич. Экспериментальные методы физики реакторов. М., 1984.
 20. Е.П. Шабалин. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. М., Атомиздат, 1976.
 21. Y. Kadi. Examples of ADS design II: The Energy Amplifier DEMO. ICTP, Trieste, Italy, 20 october 2005.
 22. В.И. Волков, И.Н. Острецов, В.В. Чилап, Х.Д. Чеченов. Релятивистская тяжелоядерная (ЯРТ) энергетика – основа базовой энергетики Земли. В кн. «Глобальные проблемы безопасности современной энергетики (материалы международной научной конференции)». М., Изд-во МНЭПУ, 2006, с. 389-391.
 23. В.И. Волков, И.Н. Острецов, В.В. Чилап. Социально-экономические и геополитические предпосылки необходимости создания и основные подходы к реализации релятивистской тяжелоядерной (ЯРТ) энергетики. В кн. «Глобальные проблемы безопасности современной энергетики (материалы международной научной конференции)». М., Изд-во МНЭПУ, 2006, с. 392-395.
 24. Е.М. Белов, В.И. Волков, М.В. Галанин, И.Н. Острецов, Н.М. Рязанский, С.А. Солодченкова, Л.Н. Фальковский, Б.И. Фонарев, В.В. Чилап, А.В. Чиненов, Т.С. Бакиров, А.С. Богомоллов, В.В. Сорокин, В.Н. Сорокин. Основные свойства и характеристики релятивистской тяжелоядерной (ЯРТ) энергетики и схемные основы блока ядерной релятивистской электростанции (ЯРЭС). В кн. «Глобальные проблемы безопасности современной энергетики (материалы международной научной конференции)». М., Изд-во МНЭПУ, 2006, с. 396-401.

25. М.В. Галанин, И.Н. Острецов, С.А. Солодченкова, В.В. Чилап, А.В. Чиненов, В.В. Сорокин. Теоретические основы релятивистской тяжелоядерной (ЯРТ) энергетики. В кн. «Глобальные проблемы безопасности современной энергетики (материалы международной научной конференции)». М., Изд-во МНЭПУ, 2006, с. 402-413.
26. Т.С. Бакиров, А.С. Богомоллов. Ускоритель протонов BWLAP/ABC3D для релятивистской тяжелоядерной (ЯРТ) энергетики. В кн. «Глобальные проблемы безопасности современной энергетики (материалы международной научной конференции)». М., Изд-во МНЭПУ, 2006, с. 414-425.
27. Е.М. Белов, В.И. Волков, М.В. Галанин, И.Н. Острецов, Н.М. Рязанский, С.А. Солодченкова, Л.Н. Фальковский, Б.И. Фонарев, В.В. Чилап, А.В. Чиненов, В.Н. Сорокин, А.М. Хильманович. Комплексная программа работ по созданию релятивистской тяжелоядерной (ЯРТ) энергетики и экспериментальные исследования в обеспечение ее создания. В кн. «Глобальные проблемы безопасности современной энергетики (материалы международной научной конференции)». М., Изд-во МНЭПУ, 2006, с. 426-434.
28. И.Н. Острецов, В.В. Чилап. Постчернобыльская ядерная энергетика: «инновации» на основе идей 50-х г.г. XX в. или... «Релятивистская тяжелоядерная (ЯРТ) энергетика»? В кн. «ИИЕТ РАН. Годичная научная конференция». М., 2006, с. 541-545.
29. Р. Мёррей. Физика ядерных реакторов. М., 1959.
30. Г.И. Марчук. Численные методы расчетов ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1958.
31. Физические величины. Справочник под ред. И.С. Григорьева, Е.З. Мейлихова. М., Энергоатомиздат, 1991.
32. В.С. Барашенков, В.Д. Тонеев. Взаимодействия высокоэнергетических частиц и атомных ядер с ядрами. М., Атомиздат, 1972.
33. В.М. Горбачев, Ю.С. Замятин, А.А. Лбов. Взаимодействие излучений с ядрами тяжелых элементов и деление ядер. Справочник. М., Атомиздат, 1976.
34. В.С. Барашенков, Ю.В. Требуховский, Ю.Е. Титаренко и др. «Дважды дифференциальные сечения образования нейтронов из ядер Pb, W, Zr, Cu, Al, бомбардируемых протонами с энергиями 0.8, 1.0, и 1.6 ГэВ. «Ядерная физика», 2005, т.68, № 1, с. 4-16.
35. Р. Штернхеймер «Принципы и методы регистрации элементарных частиц». М., Инлит, 1963.
36. «Экспериментальная ядерная физика» под ред. Э. Сегре, часть VI, т.2, ИЛ, М., 1955.
37. А.А. Говердовский и др. Отчет о НИР «Исследования механизмов взаимодействия релятивистских протонов с легкими и тяжелыми ядрами». Инв. № 27-18/516, ГНЦ РФ ФЭИ, Обнинск, 2009.
38. А.С. Богомоллов Линейные ускорители заряженных частиц на обратной волне. ДАН, т. 208, №6, 1973, с. 1328-1329.

39. А.С. Богомолов, Т.С. Бакиров, В.И. Иванников, В.В. Перов. Экспериментальная проверка метода ускорения заряженных частиц на обратной волне. Письма в ЖЭТФ, т. 22, вып. 9, 05.11.75, с. 465-467.
40. А.С. Богомолов, Т.С. Бакиров, В.И. Иванников, В.В. Перов. Регулировка энергии в ускорителе на обратной волне. Письма в ЖТФ, т. 2, вып. 1, 12.01.76, с. 42-44.
41. A.S. Bogomolov. BWLAP - Backward Wave Linear Accelerator of Protons. Proc. 1994 Int. Linac Conf., v.2, p. 789-791, Tsukuba, Japan Aug. 21-26, 1994.
42. A.S. Bogomolov The proposed hospital-based proton therapy linear accelerator. Proc. 1994 Int. Linac Conf., v.2, p. 564-566, Tsukuba, Japan Aug. 21-26, 1994.
43. А.С. Богомолов. Линейные ускорители на обратной волне. Сб. труд. МИФИ-1998, т. 7 «Ускорительная техника», М., 1998, с. 159.
44. А.С. Богомолов, Т.С. Бакиров. Способ и устройство получения ускоренных заряженных частиц, патент РФ №2152142, 27.06.2000.
45. А.С. Богомолов, Т.С. Бакиров, А.В. Еременко. ABC3D – accelerator based on the concept of 3-dimensionality - ускоритель, базирующийся на концепции трехмерности (концепция, расчетная модель, оценки), сб. труд. МИФИ-2001, т.7 «Ускорительная техника», М., 2001, с. 161.
46. А.С. Богомолов, Т.С. Бакиров. Расчетные параметры двух вариантов сверхточного протонного ускорителя BWLAP/ABC3D для каскадного подкритического реактора, сб. труд. МИФИ-2004, т.7 «Физика пучков и ускорительная техника», М., 2004, с. 230.
47. Todd A.M.M., Bauer T., Gillespie G.H. etc., Preliminary Assessment of Novel RF Linear Accelerator Structures in The Former Soviet Union, prepared for: United States Army Space and Strategic Defense Command, NPBSE-94, Feb. 7, 1994, p. 68 + 3 Appendixes.
48. В.И. Юревич и др. Сечения деления ядер ^{209}Bi , ^{232}Th , ^{235}U , ^{238}U , ^{237}Np протонами и дейтронами промежуточных энергий. Препринт ОИЯИ, Дубна, P1-2001-53.



®