



СТРАТЕГИЯ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

ОСНОВНЫЕ ИНСТРУМЕНТЫ РАЗВИТИЯ БЕЗОПАСНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В РОССИИ

ВВЕДЕНИЕ В ПРОБЛЕМУ



Валерий Иванович ВОЛКОВ
профессор, директор Академии
геополитических проблем, главный
координатор проекта ядерной
релятивистской энергетики (ЯРТ)

Мировой порядок первой половины XXI века во многом будет определяться тем, как решится общая для всего человечества энергетическая проблема. Общеизвестно, что средняя мощность в электрогенерации, приходящаяся на одного человека и обеспечивающая его нормальное развитие, равна 2 кВт. Таким образом, для нормального развития всех жителей планеты сегодня необходимо иметь $2 \text{ кВт} \times 7 \text{ млрд} = 14 \text{ ТВт}$ установленной мощности. Сегодня имеется 2 ТВт. По данным Международного энергетического агентства, разрыв в потреблении энергии между развитыми странами, то есть 22% населения планеты, и остальным миром, а это 78% жителей, составляет более чем пять раз в пользу развитых стран. Именно этот разрыв грозит человечеству глобальными войнами в борьбе за энергоносители и пути их транспортировки.

Невозобновляемые энергетические ресурсы Земли сосредоточены в запасах органического топлива, урана и тория (рис. 1).

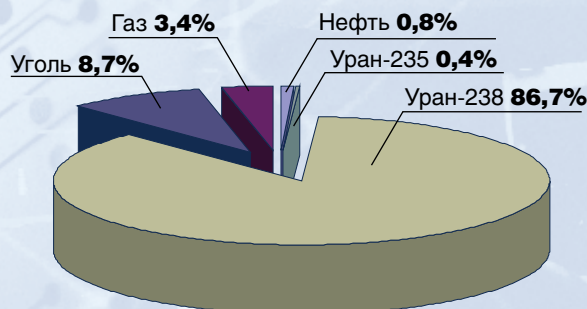


Рис. 1. Невозобновляемые энергетические ресурсы Земли сосредоточены в запасах органического топлива, урана и тория



Игорь Николаевич ОСТРЕЦОВ
доктор технических наук, профессор,
Академик Академии геополитических
проблем, руководитель проекта ядерной
релятивистской энергетики (ЯРТ)

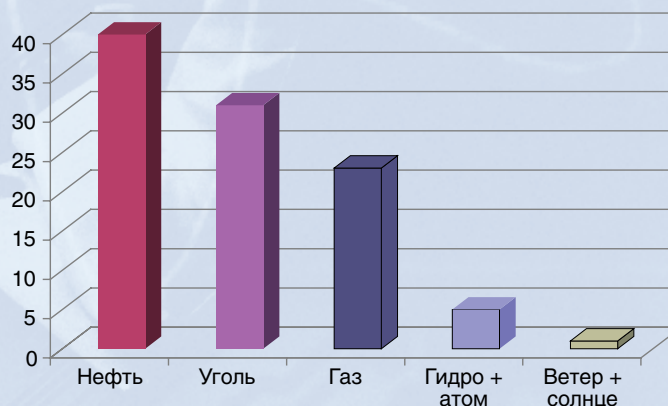


Рис. 2. Энергия Земли сосредоточена в углеводородах и тяжёлых ядрах

Сегодня человечество преимущественно использует энергетику, построенную на сжигании углеводородов (рис. 2).

Однако этот путь привёл к проблеме антропогенного загрязнения биосферы планеты, что повлекло за собой повышение за последние сто лет средней температуры на 0,6 градуса, при критической точке в 2,5 градуса.

Мир пришёл к бифуркационной точке своего развития, когда экологические ограничения не просто необходимы планете, а ставят перед всей человеческой цивилизацией вопросы не только её развития, но и выживания, ибо их игнорирование приведёт к глобальной катастрофе вплоть до исчезновения человеческой цивилизации.

Понимание этого учеными, исследовавшими проблему в рамках Римского клуба, привело их к выводу: **«Мир остро нуждается в новом мышлении. Если развитие остальных стран пойдет по западной модели, неизбежна катастрофа. Мы не призываем к застою, но напоминаем о необходимости поисков новых путей развития».**

При этом нужно помнить, что Устав Организации Объединённых Наций предупреждает, что государство **«...несет ответственность за обеспечение того, чтобы деятельность в рамках их юрисдикции или контроля не наносила ущерба окружающей среде других государств или районов за пределами действия национальной юрисдикции».**

Принятые в Киото «правила игры», не основанные на справедливом требовании подушевого распределения энергии, не учитывают и того, что **доля водяного пара в суммарных парниковых выбросах составляет при энергетическом использовании газа 89,4%, нефти — 73,7% , а угля — 56,2%.** Таким образом, даже с позиций антропогенного происхождения глобального потепления рассматривать следует антропогенные выбросы не только углекислого газа, но и водяного пара, и квотировать, скорее всего, **антропогенное потребление атмосферного кислорода.**

При увеличении добычи и сжигания органического топлива до 20 млрд тонн условного топлива в год промышленное потребление кислорода из атмосферы составит примерно 50 млрд тонн и **в совокупности с естественным потреблением превысит нижнюю границу его воспроизводства в природе.** Во многих промышленно развитых странах эта граница давно уже пройдена. В 2012 году заканчивается действие Киотского протокола, и **квотирование антропогенного потребления атмосферного кислорода должно войти в повестку дня для рассмотрения мировым сообществом.**

Таким образом, противоречие между необходимостью обеспечить нормальное энергопотребление каждому жителю планеты и всё возрастающим загрязнением биосферы будет усиливаться.

Для России как северной страны невозможно по-

лагаться на развитие и так называемой «альтернативной энергетики» на возобновляемых энергоресурсах (ветер, солнце, биомасса, геотермальная энергия и др.). Двадцатилетний опыт развитых стран мира по использованию и форсированному развитию данных видов производства энергии однозначно показал, что за их счёт невозможно обеспечивать базовые потребности в энергии даже в условиях тёплого климата.

Очевидно, что для России и мира на ближайшее пятидесятилетие подлинной альтернативой углеводородной энергетике является только ядерная энергетика, освобождённая от недостатков современных ядерных технологий. Именно такой является энергетика, основанная на принудительном делении ядер урана-238 и тория-232.

Именно к этому в 2000 году и позже призывал Владимир Путин.

КРАТКАЯ ИСТОРИЯ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Предьдущие 50 лет развития и ближайшая перспектива ядерной отрасли (программа G-IV и аналогичные ей) базируются на технологиях, разработанных для создания ядерного оружия — на «бомбовых» технологиях, которые, в свою очередь, основаны на делении (а значит, выделении энергии!) изотопов урана-235. Уран не принадлежит к числу редких элементов. В земной коре его содержится около 4 частей на миллион, то есть больше, чем таких довольно распространенных металлов, как серебро, ртуть, висмут и кадмий. Но только его изотоп 235, которого всего 0,4% от общего количества урана, сам делится. В процессе работы над бомбой человечество получило ещё один, практически не встречающийся в природе химический элемент — плутоний-239, который также был использован как бомбовый материал и ядерное топливо.

Сама идея создания атомных станций исходила из заложенного природой акта деления, при котором выделяются мгновенные нейтроны и позже (от доли секунд до нескольких секунд) — запаздывающие. Именно умение использовать излишек нейтронов и позволило создать регулируемую ядерную реакцию. Вся мировая ядерная энергетика сегодня работает на этих самоподдерживающихся ядерных реакциях. **Такие реакции не являются естественно безопасными и, следовательно, не соответствуют четырём основным требованиям МАГАТЭ (рис. 3).**

Более того, как недавно показал швейцарский физик Микаэль Диттмар, дефицит урана-235 для АЭС, по крайней мере в странах-импортёрах, начнётся уже в 2013 году.

Таким образом, основным фактором, ограничивающим масштабное развитие ядерной энергетики, является не только их потенциальная опасность, как показал опыт Чернобыля, Три Майл Айленда и



Неограниченные запасы сырья для производства ядерного топлива на сотни лет	Уран-235 – всего 0,4% из всей энергии ядер планеты
Эквивалентность количества радиации, добытой из Земли и захороненной в ней после сжигания делящихся изотопов ядерных материалов	Плутоний-239 и уран-233 это радиация, ДОБАВЛЕННАЯ в природу человечеством
Обеспечение условий, гарантирующих нераспространение ядерного оружия	Любое государство, имеющее современные реакторы, способно сделать ядерное оружие
Естественная безопасность установок с ядерным топливом	Современная ЯЭ не обладает ЕСТЕСТВЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТЬЮ

Рис. 3. Соответствуют ли требованиям МАГАТЭ (слева) современные ядерные технологии по факту (справа)?

Фукусимы, но и ограниченность доступных запасов урана-235.

Решение данной задачи в нашей стране связывается с переходом к середине века всей мировой атомной энергетики на замкнутый ядерный топливный цикл (так называемый уран-плутониевый, а в будущем и ториевый) на базе реакторов-размножителей на быстрых нейтронах, когда извлечённые из отработанного ядерного топлива уран и плутоний повторно используются в качестве нового ядерного топлива. Ядерные реакторы-размножители, по замыслу их разработчиков, способны включить в топливный цикл уран-238, запасы которого в 140 раз превосходят запасы урана-235. В реакторах-размножителях уран-238 превращается в плутоний-239, который является ядерным, делящимся тепловыми нейтронами, топливом.

Теоретические и экспериментальные исследования по быстрым реакторам (БР) были начаты практически одновременно с работами по созданию реакторов на тепловых нейтронах. Физический пуск первого реактора на быстрых нейтронах под названием «Климентина» (металлический плутоний, объем активной зоны 1,7 л) был осуществлен в США уже в 1946 году. Интерес к реакторам на быстрых нейтронах определялся тем, что в них можно ожидать большей эффективности воспроизводства делящихся изотопов. Сечение деления в быстрой области энергий не превышает 2 барн. Поэтому для осуществления цепной реакции на быстрых нейтронах необходима высокая концентрация делящегося вещества в активной зоне – в десятки раз больше концентрации делящегося вещества в активной зоне реактора на тепловых нейтронах. На каждый захват нейтрона в активной зоне такого реактора испускается в 1,5 раза больше нейтронов деления, чем в активной зоне реактора на тепловых нейтронах. Следовательно, для переработки ядерного сырья в реакторе на быстрых нейтронах можно использовать значительно большую долю нейтронов. Это главная причина, из-за которой проводят исследования в области применения реакторов на быстрых нейтронах.

Создание реакторов на быстрых нейтронах – это ещё и попытка подняться по энергии, то есть использовать высокоэнергетичную часть делительного спектра нейтронов. Однако проведенные при создании БР работы позволяют сегодня утверждать, что максимум рабочего спектра нейтронов в БР будет находиться в области энергий ~200 кэВ.

Хотя идея бридеров (реактор размножитель-наработчик делящихся изотопов) была предложена Лео Сцилардом в 1943 году, первый экспериментальный бридер тепловой мощностью 0,2 МВт был введен в действие 20 декабря 1951 года в Айдахо, США, то есть пятью годами позже реактора на быстрых нейтронах. В СССР похожий реактор – четырьмя годами позже – в городе Обнинске. Сегодня идея реакторов на быстрых нейтронах однозначно связывается только с расширенным воспроизводством ядерного топлива.

В 1956 году консорциум компаний США начал сооружение бридера мощностью 65 МВт «Ферми-1». После его пуска в 1966 году из-за блокады в натриевом контуре произошло расплавление активной зоны. Реактор демонтирован. Больше США к идее бридеров не возвращались.

Германия построила бридер в 1974 году и закрыла в 1994 году. Промышленный бридер SNR-2, сооружение которого началось еще в начале 70-х годов и завершено в конце 90-х, в эксплуатацию так и не введен из-за неконкурентоспособности и нерешенности проблемы РАО.

Франция в 1973 году ввела в эксплуатацию PHENIX, а в 1985 – промышленный SUPERPHENIX стоимостью 5 млрд долларов США. В настоящее время их работа прекращена.

Япония в 1977 году построила опытный бридер «Дзее», на работу которого до сих пор не получена лицензия. Большой промышленный бридер «Мондзю», введенный в эксплуатацию в 1994 году, в декабре 1995 года закрыт после пожара из-за утечки теплоносителя (натрия).

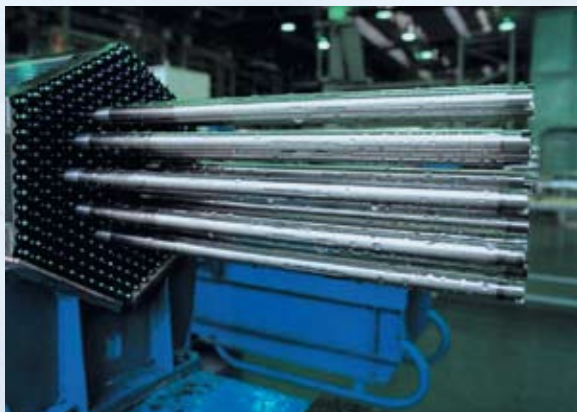
Причины того, что во всех странах отказались от создания бридеров, заключаются в следующем.

1. Проблемы БР связаны с гораздо большими технологическими сложностями, большими проблемами с РАО, с проблемами нераспространения. Сегодня даже не обсуждается вопрос о строительстве



БР в третьих странах, поскольку на каждом бридере должно существовать радиохимическое производство для выделения наработанного плутония. Причём в этом производстве на каждый миллион киловатт электрической мощности АЭС будет циркулировать более 20 тонн плутония. В промышленно развитых странах вопрос строительства БР также не рассматривается.

2. Одним из основных требований к топливу БР является обеспечение его глубокого выгорания (до 100 МВт в сутки на 1 кг), поскольку малая величина выгорания не приемлема с точки зрения экономической эффективности БР. Большая энерговыработка (примерно в три раза больше, чем в ВВЭР) приводит к значительному накоплению продуктов деления и выходу газообразных продуктов деления, распуханию топлива, что ужесточает требование к радиационной стойкости топлива. Примерно 15% общего количества продуктов деления составляют благородные газы — ксенон и криптон. Из-за высокой удельной мощности (в четыре раза больше, чем в ВВЭР) топливо должно выдерживать большие температурные



градиенты, что связано с малым диаметром ТВЭЛов ($d \sim 9$ мм).

3. Идея, лежащая в основе создания БР, а именно получение электроэнергии и воспроизводство делящегося материала, сводится на нет тем обстоятельством, что среди физических процессов, реализуемых в реакторах на быстрых нейтронах, существует лишь один процесс, который в состоянии погасить цепную реакцию в экстремальных аварийных условиях, а именно доплеровский эффект, приводящий к резкому увеличению захвата нейтронов сырьевым материалом уран-238 при росте температуры. Доплеровский эффект обеспечивает эффективную мгновенную отрицательную обратную связь в случае разгона реактора. Стабильная работа БР возможна, когда в спектре нейтронов в значительном количестве присутствуют низкоэнергетичные нейтроны с энергией 0,1–10 кэВ, то есть спектр нейтронов мягкий. Однако в этой области энергий нейтронов коэффициент воспроизводства невелик, а с учетом потерь при выгрузке, переработке и т.д. эффектив-

ности воспроизводства ожидать не приходится. Коэффициент воспроизводства тем больше, чем жестче рабочий спектр нейтронов, но тогда для обеспечения безопасной работы реактора работает лишь инерционная механическая система управления и защиты (СУЗ). Сегодня основным топливом являются оксиды урана и плутония, потому что они дают более мягкий спектр нейтронов. UC—PuC, UN—PuN имеют более жесткий спектр нейтронов из-за того, что на один атом нуклида приходится один атом замедлителя, однако технологически эти виды топлива проработаны недостаточно.

4. Доля делящегося материала, обеспечивающая критичность, в БР значительно выше, чем в тепловом реакторе, поскольку сечения деления много меньше в рабочей области спектра БР. Типичные значения доли плутония для БР — до ~30%, из них после первой выгрузки ~75% составляют делящиеся изотопы Pu-239 и Pu-241. Следовательно, доля делящегося материала в топливе достигает ~25%. Остальную часть плутония составляют изотопы Pu-240. В связи с тем, что Pu-240 практически не делится нейтронами БР, его доля в последующих перегрузках будет постоянно возрастать, что приведёт к снижению доли воспроизводящего изотопа U-238 и, следовательно, к уменьшению и так малого коэффициента воспроизводства в активной зоне реактора. Альтернативой этому является «удаление» Pu-240. Но для этого на каждом БР придётся иметь, кроме радиохимического производства по выделению плутония, завод типа Ангарского комбината для разделения изотопов, к тому же отличающихся всего лишь на 1 а.м. (Pu-239 и Pu-240). Создание единых центров по выделению плутония и разделению его изотопов совершенно бессмысленно, поскольку при этом потребуются масштабные перевозки радиационно-опасных материалов на большие расстояния. При этом потери и время получения выделяемых продуктов и, следовательно, время удвоения в процессе воспроизводства плутония резко возрастут.

5. Коэффициент воспроизводства в проектах реакторов-размножителей принимается равным $K_v = 1,3$, то есть при «сжигании» в активной зоне реактора 1 кг Pu-239 или U-235 в наработанный Pu-239 превращается 1,3 кг U-238. За топливную кампанию (время, которое топливо находится в активной зоне реактора), выгорает около 20% загруженного топлива. Это максимальная величина, так как при выгорании топлива происходит изменение физико-химических свойств тепловыделяющих элементов и их деформация. Кроме того, как уже говорилось, в топливной композиции накапливаются продукты деления ядерного топлива, которые поглощают нейтроны и уменьшают коэффициент воспроизводства. Ядерное топливо из активной зоны реактора-размножителя нужно периодически выгружать, транспортировать на радиохимический завод, очищать от продуктов



деления и вновь возвращать в реактор. То же самое нужно проделывать и с загруженным в реактор U-238 – периодически возить на радиохимический завод для извлечения из него накопившегося плутония и для очистки от продуктов деления. Предположим, в центральную зону реактора-размножителя загружено 100 кг Pu-239, а в периферийную зону загружен U-238. После окончания кампании в центральной зоне выгорит 20 кг загруженного Pu-239, а в периферийной зоне нарабатается $20 \times 1,3 = 26$ кг нового плутония (в том числе Pu-240). После выгрузки топливных сборок из реактора и выдержки в



бассейне-охладителе топливные сборки доставляются на радиохимический завод. Топливо из центральной части реактора очищается от продуктов деления. Из периферийных (урановых) топливныхборок извлекается наработанный плутоний. Из 26 кг наработанного плутония более 20 кг (с учётом Pu-240) пойдут на восполнение выгоревшего Pu-239 в центральной части реактора, и менее 6 кг плутония можно использовать для загрузки в новый реактор-размножитель. Итак, за кампанию (без учета потерь топлива при переработке) накапливается менее 6 кг плутония. Для запуска же нового реактора-размножителя такой же мощности при трехгодичном (теоретически минимальном) топливном цикле требуется $100:6 \times 3 = 50$ лет. На самом деле гораздо больше при учёте Pu-240. На практике обычно используется реакторное время удвоения – примерно 16 лет ($100:6$). Однако реальным временем удвоения является так называемое системное время удвоения, учитывающее все процедуры с урановым топливом, производимые вне реактора. Оно будет равно минимум 50 годам. Таким образом, запуск второго реактора-размножителя при самых благоприятных условиях (и без учёта влияния Pu-240) возможен только через 50 лет после начала работы первого! При таком темпе наработки нового Pu-239 каждые 50 лет происходит удвоение мощности реакторов-размножителей. Если в 2011 году ввести в эксплуатацию первый реактор мощностью 1 млн кВт, то суммарная мощность реакторов-размножителей 2 млн кВт будет достигнута только в 2061 году, а мощность 4 млн кВт – в 2111 году. Конечно, приведенные расчеты весьма приблизительны, в действительности

возможны отклонения от полученных значений, но общая картина понятна – в XXI веке создать крупномасштабную энергетику на реакторах-размножителях не получится.

6. Несостоятельным является также утверждение, что возможна работа при коэффициенте воспроизводства, равном единице. Коэффициент воспроизводства активной зоны существенно меньше единицы. Больше единицы он получается в сумме за счет делящихся нуклидов, образующихся в зонах воспроизводства. Любая перегрузка, выгрузка, то есть работа с делящимся нуклидом, входящая по тем или иным причинам в технологический регламент работы реактора, связана с потерями плутония, так что коэффициент воспроизводства должен быть заметно больше единицы, чтобы восполнить потери. Поэтому формулировки в виде «один раз загрузим, и пусть работает хоть сто лет», несостоятельны. Придется заниматься операциями загрузки и выгрузки топлива уже хотя бы потому, что срок службы чехлов ТВЭЛов и оболочек в проектах промышленных БР на сегодняшний день в лучшем случае ожидается на уровне трех лет.

7. Что же касается реакторов-размножителей на тепловых нейтронах с использованием уран-ториевого цикла ($\text{Th}232\text{--U}233$), для которых также предлагается работа при значении коэффициента воспроизводства, равного 1, то здесь положение ещё хуже. Теоретический коэффициент размножения составляет всего 1,06 (по сравнению с 1,28 для уран-плутониевого топлива). Кроме потери нейтронов из-за утечки и паразитного поглощения (в том числе в результате замедления и диффузии), возможность размножения на тепловых нейтронах ограничивается ещё одним фактором. Превращение топливного сырья в делящееся вещество после захвата нейтрона не является мгновенным процессом, и промежуточные продукты остаются в реакторе продолжительное время, в течение которого они могут поглощать нейтроны, образуя неделяющиеся продукты. В уран-ториевом цикле большое сечение радиационного захвата Th-233 и длительный период полураспада Pa-233 .

В развитых странах с самого начала все проекты реакторов-размножителей делались с плутониевым топливом ($\text{UO}_2\text{--PuO}_2$). Это PHENIX (1973) и SUPERPHENIX (1985) во Франции; PFR (1974) и CDFR (1990)

в Англии; SNR-300 (1990) в ФРГ; MONJU (1987) в Японии и CRBRP (1988) в США. Сегодня все эти реакторы закрыты. Скорее всего, причины этого близки к названным выше.

Самым удивительным является то, что все реакторы-размножители, построенные у нас в стране, работают только на уране. Уже около тридцати лет на Белоярской АЭС работает реактор на быстрых нейтронах БН-600 (Белоярская АЭС, Россия). Облик реакторов-размножителей, основные принципы конструирования, физические процессы, определяющие работу реактора, топливо, теплоноситель и другие составляющие проектов БР были полностью определены и экспериментально подтверждены к концу 80-х годов. БН-600 – это уникальная машина, потребовавшая при создании огромных денежных средств и труда большого количества высококвалифицированных специалистов. Но он не является реактором с замкнутым циклом по Pu-239 и не может нарабатывать топливо в режиме расширенного воспроизводства. Вся программа бридеров развивается уже около 60 лет. Казалось бы, демонстрация процесса расширенного производства делящегося вещества является основной для обоснованности реакторов-размножителей, и надо было бы за это время продемонстрировать хотя бы принципиальную возможность решения этой проблемы. Но по факту – в ответе ноль. Только разговоры о самой передовой технологии, которую во всех других странах закрыли.





Таким образом, по факту сегодня с уверенностью можно утверждать, что промышленного освоения БР как во всём мире, так и у нас в стране, не будет. И совсем не по причине уникальности, а из-за дороговизны и многочисленных трудностей, возникающих в процессе создания и эксплуатации.

ЧТО ЖЕ МЫ ИМЕЕМ И ПРЕДЛАГАЕМ РОССИИ И МИРУ?

Ещё в конце 40-х годов прошлого века Ф. Моррисон, соратник Э. Ферми, обратил внимание на необходимость рассмотрения процессов «вынужденного деления» ядер урана высокоэнергетическими нейтронами. Протицируем: «Наиболее замечательным свойством кривой распределения осколков деления по массам ... является закономерное изменение формы кривой с ростом энергии бомбардирующих частиц. По мере того, как возбуждение все больше увеличивается над порогом деления, усиливается тенденция к симметричному делению... Деление урана под действием медленных нейтронов никогда не бывает симметричным; при энергиях в окрестности 100 МэВ симметричное деление оказывается наиболее вероятным. Непосредственные измерения ионизации осколков подтверждают наблюдения над массами. Любые эффекты, приводящие к асимметричному делению, становятся все более несущественными по мере того, как увеличива-



Рис. 4. Опытная установка УЛОВ (BWLAP-2) защищена (исследования, метод, схемы, узлы) 30 патентами и авторскими свидетельствами

ется энергия возбуждения капли. Однако, по-видимому, нельзя утверждать, что полная энергия продуктов деления при асимметричном делении больше, чем при симметричном делении; скорее имеет место обратное».

Напомним, 86,7% энергии Земли сосредоточены в ядрах урана-238 и тория-232, которые сами не делятся!

Академик Г.И. Марчук в 1958 году в книге «Численные методы расчетов ядерных реакторов» (М., «Атомиздат», 1958) предложил технологию создания глубоко подкритического реактора (с коэффициентом размножения нейтронов в активной зоне реактора в

диапазоне 0,4-0,7) и сделал вывод, что только в таком реакторе можно реализовать делительные процессы со спектром нейтронов, задаваемым не самой реакторной сборкой (то есть делительным спектром при критичности сборки, близкой к 1), а **нейтронами со спектром, определяемым внешним источником нейтронов**. Б.Г. Дубовским и Г.И. Марчуком с соратниками предложены каскадные подкритические реакторы, и не только предложены, но теоретически и практически изучены («Исследование критических параметров реакторных систем», М., «Атомиздат», 1960).

Следовательно, необходимо **идти в этом направлении**.

И Чернобыльская катастрофа, которая коснулась лично нас и в ликвидации последствий которой мы принимали активное участие, привела нас к активному поиску создания безопасных схем развития ядерной энергетики.

Организованная нами в конце 90-х годов во ВНИИАМ инициативная группа путём невероятных усилий, пробивая и непонимание, и сопротивление, всё же провела ряд экспериментов. В наших экспериментах, проведенных в Дубне в 1998 году (при содействии академика Александра Михайловича Балдина) и в 2004 году в Протвино, было показано, что спектр осколков деления состоит из короткоживущих осколков. Сборка из модельного рабочего тела свинца весом около 7 тонн ($1 \times 0,8 \times 0,8$ м³) облучалась в Протвино пучком протонов с энергией от 10 до 20 ГэВ в течение 12 часов, и активность на её поверхности достигла 8 рентген в час. Сборка «высветилась» до фонового уровня за 12 суток. Факт деления свинца (порог деления свинца около 25 МэВ) подтверждается, во-первых, тем, что выделение энергии в сборке превысило величину энергии, подведённую с пучком протонов, и, во-вторых, тем, что в спектре нейтронов в подобных экспериментах, проведенных в ЦЕРНе в 2004 году, кроме каскадных нейтронов был зафиксирован спектр нейтронов деления. Мы перестали сомневаться в правильности выбранного нами пути.

И мир идёт по пути создания ядерно-энергетических систем, управляемых ускорителем.

Идея впервые высказана во времена бурного развития физики ускорителей еще в 50-х годах. По причинам технологического характера на практике реализована не была. К ней вернулись существенно позже — в начале 90-х годов. Интерес к новым энергетическим технологиям будировал нобелевский лауреат по физике Карло Рубиа (Италия), в недавнем прошлом директор ЦЕРН (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). В Евросоюзе и Япо-

нии работы идут полным ходом. Исследователи сконцентрированы на 3 направлениях — создании ускорителя, разработке реакторного блока, работе по конструкционным материалам и теплоносителю. По всем направлениям участие российских ученых и инженеров самое активное.

Суть зарубежного предложения состоит в генерации протонами с энергией 1 ГэВ нейтронов в свинцовой мишени большой массы и использовании их в поджигании реакции деления в окружающем мишень подкритическом **реакторном блоке с критичностью 0,94-0,98**. Загрузка реактора может осуществляться любыми делящимися материалами, в том числе торием, что в программе Рубиа отражено в отдельном разделе исследований. При этом **вопрос ухода от урана-235 и плутония-239 никогда не поднимался**, да и чисто физически не мог подниматься. Наоборот, по идее разработчиков, все реакторы должны сжигать уран-235 и оружейный плутоний-239, с которым пока не ясно, что делать, так как соответствующего топливного цикла пока на практике нет.

Цифра 1 ГэВ является для европейского и японского проектов значимой. Экспериментально установлено, что максимум выхода нейтронов из свинцовой мишени (на единицу вносимой протонной энергии) приходится как раз на 1 ГэВ. Полные энергетические затраты 1-гигаэлектронвольтового протона на образование нейтронов составляют около 40%. Однако **в рамках этой (ADS) схемы при 1-гигаэлектронвольтовом протоне невозможно достичь положительного энергобаланса системы без использования урана-235 или плутония-239**.

Здесь уместно отметить, что предмет ADS отличается известной сложностью, так как требует объединения знаний реакторной физики (а это низкие энергии, ограниченные уровнем примерно 10-20 МэВ) и физики высоких энергий. Вероятно, это является основным мотивом постоянного неприятия мнений оппонентов из двух «партий». На Западе это неприятие уже успешно преодолено.

Весьма поучительна в этом контексте история, имевшая место несколько лет назад, когда Рубиа предложил построить полномасштабный прототип ADS на одной из площадок в России и даже был готов организовать внесение соответствующего вопроса со стороны Италии в программу переговоров Путин — Берлускони. К сожалению, понимания в России Рубиа не нашел.

Предлагаемый нашей инициативной группой проект релятивистской тяжелоядерной (ЯРТ) энергетики (данный способ защищён Российским патентом №2238597) физически принципиально отличается от западного проекта ADS.

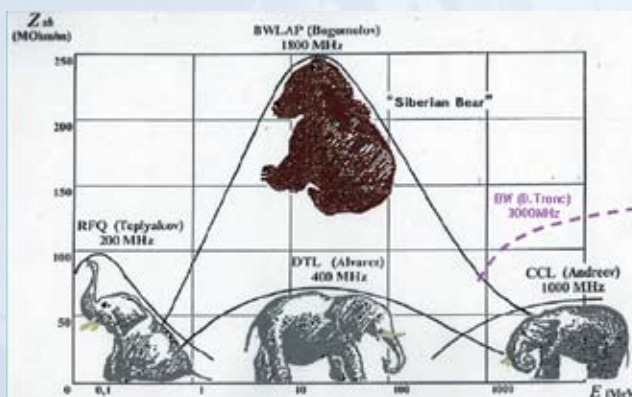


Рис. 5. Сравнение эффективности ускоряющих структур (достижение максимального КПД)

Принципиальным отличием является тот факт, что **ЯРТ-реактор, по определению, глубоко (0,36-0,40) подкритичен**.

Как было показано Г.И. Марчуком еще в 1958 году, **только в глубоко подкритичной системе можно перейти к спектру нейтронов**, определяемому не самой реакторной сборкой (близком к делительному спектру при критичности, близкой к 1,00), а к спектру, **определяемому внешним источником** нейтронов.

Внешняя (технически убедительная) основа физического отличия — удаление промежуточного звена — свинцовой мишени, то есть **генерация нейтронов**, как первичных, так и вторичных, **непосредственно в активной зоне из природного тория, обедненного или природного урана-238**. При этом предлагается также повысить энергию пучка до 10-50 ГэВ. Это позволяет повысить долю энергии первичного протона, идущую на нейтронообразование, и «столкнуть» нейтронный спектр в более жесткую область.

По экспериментальным данным, при энергии первичного протона 1 ГэВ на нейтронообразование идет 38% его энергии, при энергии 3,7 ГэВ на нейтронообразование идет уже 46% его энергии, а при 10 ГэВ — по балансовым оценкам — 66%. Тем самым значительно увеличивается коэффициент усиления, в том числе за счет затухающей цепной реакции деления. Особо отметим, что торий в обычном тепловом и даже в быстром реакторах гореть не будет.

В результате в **ЯРТ-реакторе** обеспечиваются **значительные коэффициенты усиления**, определяющие достаточно высокий, экономически интересный положительный энергобаланс, **без использования урана-235 или плутония-239**. Кроме того, ужесточение спектра нейтронов приведет к дополнительному подавлению реакций радиационного захвата и существенно снизит риски использования технологии для наработки оружейных изотопов (плутония-239 через уран-238 и урана-233 через торий-232). Ужесточение спектра нейтронов в объеме активной зоны ЯРТ-реактора приведет к значительному снижению наработки долгоживущих радиоактивных отходов.



Рис. 6. В настоящее время ведется строительство линейного сверхпроводящего ускорителя протонов на 8 ГэВ (Fermilab, США)

Кроме того, ЯРТ-реактор в процессе работы может попутно перерабатывать ОЯТ существующих АЭС без дополнительных затрат энергии, то есть ОЯТ для ЯРТ-реактора – элемент топливной композиции.

Представляется весьма реальным также широкое патентование целого ряда технологических решений и идей. Особо хотелось подчеркнуть, что реализация российской схемы ЯРТ-энергетики возможна исключительно за счет наличия технологии уникального российского трехмерного модульного компактного ускорителя на обратной волне (УЛОВ), разработанного по идее и под руководством Алексея Сергеевича Богомолова (Российский патент на ускоритель №2152142).

Эта технология известна в западной аббревиатуре как BWLAP/ABC2(3)D – этой технологией Запад не обладает (пока) (рис. 4).

Сравнительную оценку имеющихся в мире разработок ускорителей дало военное стратегическое командование США (рис. 5).

Сравнивая размеры предлагаемых и строящихся ускорителей (рис. 6 и 7), можно не сомневаться, что рано или поздно предпочтение будет отдано УЛОВу А.С. Богомолова. А вот получит он развитие на родине или, как, например, вертолёт Сикорского или телевизор Зворыкина, вернется на родину по экспорту, зависит от нашей власти.

Важнейшим достоинством ЯРТ является то, что, в отличие от бридерных технологий, сразу после создания головного реактора можно приступить к его ничем не ограниченному тиражированию. Данное направление развития ядерной энергетики сегодня негласно стало основным во всех развитых странах.

Президент США Барак Обама 27 апреля 2009 года, выступая на собрании Академии наук США, заявил следующее: «Мои бюджетные инициативы удвоят и финансирование отдела науки в Министерстве энергетики, в ведении которого находятся ускорители, коллайдеры, суперкомпьютеры, мощные синхротроны и лабораторные комплексы для создания наноматериалов ...

... Во-вторых, в области разработки новых технологий производства, использования и сбережения энергии инновации важны, как ни в какой другой. Вот почему моя администрация приняла беспрецедентное решение поддержать создание экономики XXI века – экономики чистой энергии – и поставить ученого во главе Министерства энергетики».

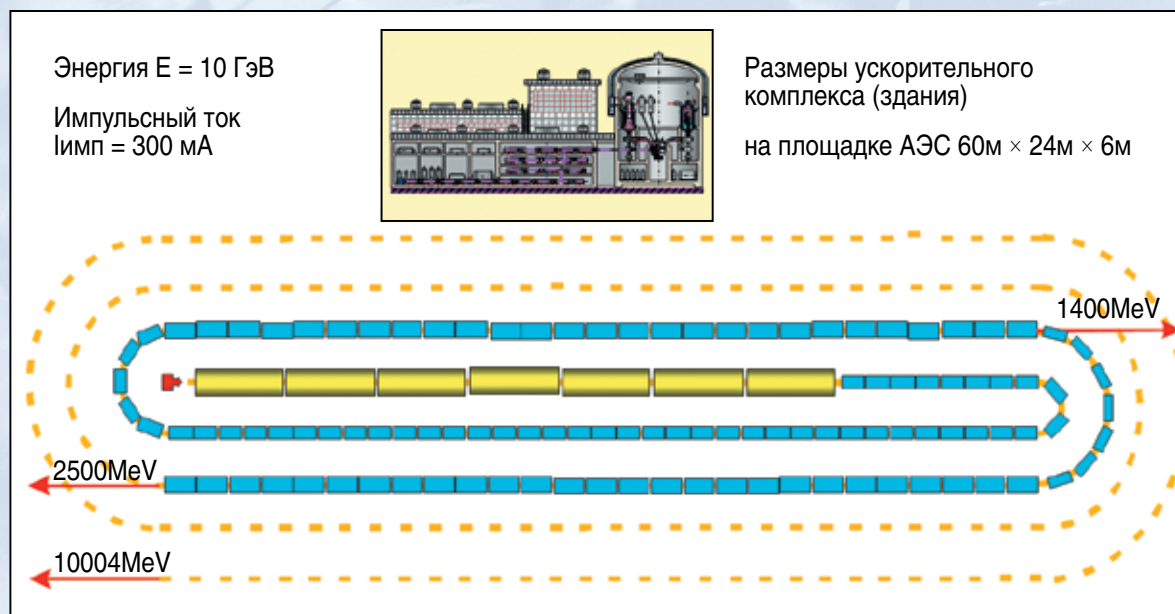


Рис. 7. Ускоритель протонов BWLAP/ABC2D для ядерной энергетики

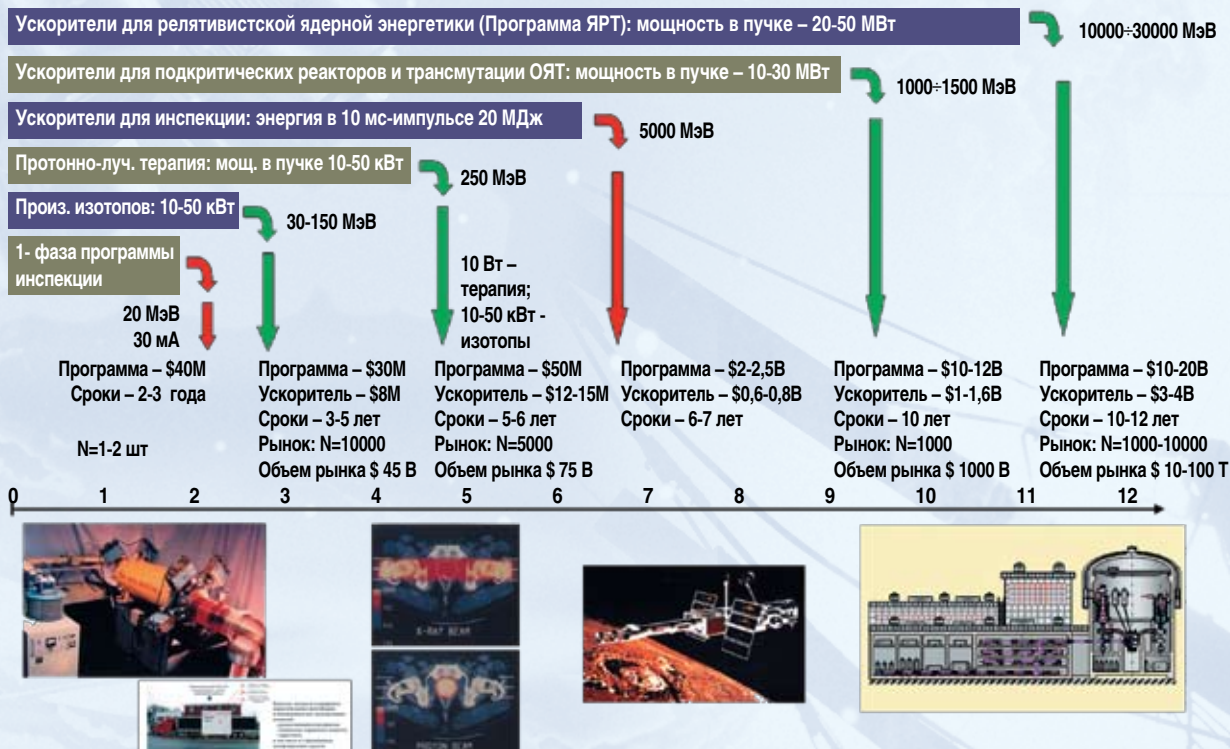


Рис. 8. Комплексная программа создания многофункциональных ускорителей (отрасль ускорителестроения)

Весьма важным является и то, что разработка основных вопросов ЯРТ-энергетики может быть проведена при минимальном привлечении государственных средств, поскольку все приложения ЯР-технологий могут изучаться в одних экспериментах. Так, нашей группой в рамках контракта с США по созданию мобильной системы инспекции несанкционированной транспортировки ядерных материалов и боевых систем на базе ЯРТ в 2009 году проведено облучение большой мишени из урана-238 релятивистскими протонами. В соответствии с международными правилами нужен просто государственный статус этих работ, для того чтобы можно было проводить работы с широким кругом заинтересованных стран. И мы подготовили эту программу (рис. 8).

Это, конечно, весьма грубые, первые оценки эффективности предлагаемой программы, но они означают только то, что данное направление развития ядерной энергетики требует внимания и первоочередности. Более того, в первой половине века ему просто нет альтернативы. Высокотехнологическая, мужественная и многострадальная Япония дала, надемся, окончательное доказательство этого факта.

Вывод: Россия сегодня обладает двумя основополагающими патентами, что позволит поставлять на мировой энергетический рынок передовые технологии и оборудование реакторо- и ускорителестроения.

Это позволит сделать технологический прорыв, сравнимый с периодом освоения ядерной энергии и проникновением в космическое пространство.

Это обеспечит равный доступ каждого жителя планеты к экологически чистым и эффективным энергетическим источникам. Любая энергетическая программа, игнорирующая создание подкритических ядерных реакторов с вынужденным делением, приведёт только к росту напряжённости в мире, конфликтам вплоть до ядерного, а следовательно, гибели человеческой цивилизации.