

Комплексное сравнение различных видов генераций энергии Человеком

Методика сравнения разных видов АЭС с основными видами генерации.

Учебное пособие для изучающих предмет «Атомные и возобновляемые источники энергии»

Для изучавших курс ранее, смотрите итоговые таблицы и, если что-то непонятно, читайте соответствующую статью-комментарий к таблицам.

Оглавление

Словарь терминов	2
ЗЯТЦ БР	2
Равновесный плутоний и равновесное топливо	4
Минорные актиниды	4
Технологический барьер РТ америция	5
КВ равновесного плутония	5
Эффективный период полураспада равновесного плутония	7
Радиационная эквивалентность захоронения ОЯТ	7
Приведенная активность и класс работ с ОИИ	8
Время удвоения мощности генерации	9
расчет темпа прироста генерации	9
сроки создания полномасштабной генерации и ЗМР	9
Невозможность полезной тепло-генерации ЗЯТЦ	9
период внешнего накопления стартового плутония,	9
Реальные сроки освоения генераций	10
Таблица 1	10
Сравнение основных видов генерации энергии	10
Таблица 2	11
Продолжение Т1	11
Данные для таблицы сравнения быстрых и тепловых реакторов	12
Авторская Философия Энергетики	12
Мощность и Токсичность ядерной энергии	13
ОЯТ	14
Таблица 3	15
Увеличение альфа-радиоактивности природного урана в АЭС	15
и увеличение приведенной активности осколков деления при работе АЭС	15
Естественная безопасность ядерного реактора	16
Основа естественной безопасности ядерного реактора	17

Безальтернативность ЯБ урана-235	17
Ресурсы природного урана.....	18
Гипотеза 1950-60-х о доминировании АЭС на планете не подтвердилась.....	19
Предсказания освоения вечной энергии	19
Ядерная опасность плутония в реакторе.....	20
Сравнение последствий аварийных выбросов АЭС с выбросами угольной ТЭС	21
Сравнение парогазовых турбин с АЭС.....	22
Таблица 4	22
сравнения АЭС, ПГУ и ВИЭ-фермы	22
Сравнение с ВИЭ с АЭС, Европа	23
Тенденции стоимости, качества энергии и безопасности.....	23
Бытовое тепло для отопления, приготовления пищи и горячего водоснабжения.....	24
Отопление для сельхозпредприятий.....	24
Экономия тепловой и электрической энергии	24
Отходы производства – ядерные материалы	24
Мнение сотрудников Прорыва.....	25
Мнение английских ученых.....	25
Мы живем во времена энергетической революции.	26
Ниша атомной энергии.....	26
Энергия дров.....	26
Как появляются практические знания.....	27
Экономика РБН против РТН	27
Поэтому лозунг – покупатель всегда прав – не работает.	28
Цена квтч АЭС.....	28
Причины возникновения ЗЯТЦ БР 70-80 лет назад	29
Альтернативы ЗЯТЦ БР	30
Где искать конструктивную критику.....	33
Вывод по ЗЯТЦ, ЭФУ,.....	33
Основные параметры РТ и РФ	34

Словарь терминов

Терминов очень много, и их разъяснение занимает практически весь текст статьи. Студент должен понимать, что он попал в другую языковую среду, и ему придется упорно изучать и язык, и логику рассуждений на другом языке.

ЗЯТЦ БР

– один из самых сложных для понимания терминов.

- гипотетическая технология использования энергии урана в ядерных реакторах на быстрых нейтронах, для которой требуется создание замкнутого ядерного топливного цикла уран-238/плутоний и торий-232/уран-233.

В быстрых реакторах в процессе сгорания плутония из урана-238 образуется новый плутоний, в количестве большем, чем сгорает. Плутоний через 4-6 циклов возврата в реактор достигает равновесного изотопного состава, и далее ЗЯТЦ БР работает на равновесном плутонии с подпиткой природного урана, не потребляя обогащенный уран-235.

Технология ЗЯТЦ БР уран-плутоний гипотетически позволяет повысить топливную эффективность (ТЭ) атомной энергетики с 0,7% до более 90-96% (утопически до 99,9%), или в 140 раз.

Технология ЗЯТЦ БР уран-плутоний гипотетически позволяет полностью отказаться от обогащения изотопа U-235 (вторая независимая ядерно-оружейная технология) и создавать любые виды ядерного и термоядерного оружия только с помощью реакторных технологий.

Эти два колоссальных плюса ЗЯТЦ БР уран-плутоний не дают покоя исследователям и философам вот уже 81 год. Кроме того, создание технологии ЗЯТЦ торий/уран-233 вместе с уран-плутоний позволяет увеличить топливную эффективность современных АЭС (2024) примерно в 500 раз, за счет вовлечения в энергетику запасов тория.

Технологии ЗЯТЦ БР создавались в США с 1946 до 1969 года, в СССР с 1953 до 1986 года, во Франции с 1960 до 1989 года. Плутоний был получен в 1945, уран-233 был получен в 1953, и предмет труда был в руках исследователей.

По официальным заявлениям, отдельные фрагменты ЗЯТЦ БР на уране/плутонии в опытных масштабах продолжают создаваться до сих пор в России и Китае. Индия заявляет, что развивает ЗЯТЦ БР на тории/уране-233.

Технологии ЗЯТЦ БР требуют безупречной синхронизированной работы:

- реактора на быстрых нейтронах с высоким темпом выгорания, более 16% в год,
- транспортных технологий ОЯТ малой выдержки с температурой более 450*С,
- радиохимической переработки ОЯТ удельной активности в 200-400 раз выше оружейной радиохимии облученного урана в военных реакторах ПУГР,
- фабрикации ЯТ из высокоактивного плутония, на 4 и более порядка токсичнее урана,
- систем очистки отходящих газов с эффективной очисткой более 10 миллиардов раз,
- систем промежуточного хранения и
- захоронения высокоактивных РАО,
- многочисленного высококвалифицированного персонала для нормальной эксплуатации объектов ЗЯТЦ БР,
- аварийных бригад для ликвидации последствий ядерных и радиационных аварий,
- строгого учета и контроля ядерных материалов,
- вооруженных подразделений охраны.

Сбой синхронизации компонентов ЗЯТЦ приводит к росту удельной альфа-активности, возникающей при распаде бета-активного Pu-241 (T=14 лет) в Am-241

($T=430$ лет). При этом через период 10+ лет происходит увеличение альфа-активности равновесного плутония за счет накопления америция-241. В итоге, эффективный период полураспада плутония-амерция снижается до 3000 лет, а материалы превращаются в аэрозоль через 3 года.

Равновесный плутоний и равновесное топливо

Равновесный плутоний – абстрактное понятие. Существование такого плутония возможно в гипотетическом реакторе, который непрерывно многие десятилетия работает на постоянной мощности (с постоянным темпом выгорания), в котором непрерывно перемешивается топливо, удаляются осколки деления и добавляется новый уран-238.

К равновесному плутонию иногда принято относить все актиниды тяжелее урана (продукты захвата нейтронов ураном-238, реакторные актиниды, от нептуния до калифорния), которые также находятся в динамическом равновесии. Тогда такое топливо имеет название равновесное топливо.

Реакторный плутоний имеет два относительно короткоживущих изотопа, 238 и 241, поэтому необходимо обязательно указывать дату производства препарата плутония. Здесь и далее изотопный состав плутония соответствует дате производства через год после останова реактора.

Менее строгие понятия равновесного плутония означают плутоний, который нарабатывается в ЗЯТЦ после 4-10 цикла, или при условном выгорании плутония более 100% т.а. (полная замена плутония за счет наработки новых атомов).

Равновесный (или бесконечный) плутоний быстрого реактора пока не удалось получить ни одной группе исследователей. По предварительным расчетам Прорыва, равновесный плутоний БРЕСТ-ОД-300 имеет примерно следующий состав: 1% Pu-238 (88 лет), 63% Pu-239 (24100 лет), 27% Pu-240 (6540 лет), 4% Pu-241 (14 лет), 4% Pu-242 (380 000 лет). Атомный вес 239,4. Удельная альфа-активность такого плутония составляет порядка $1E+10$ Бк/г, что примерно в 4 раза выше удельной альфа-активности оружейного плутония (практически чистого Pu-239). Этот состав близок к гражданскому (энергетическому) плутонию, получаемому в реакторах ВВЭР при выгорании топлива 5%, с атомным весом 239,7.

Равновесный плутоний теплового реактора имеет «частокол» из четных и нечетных изотопов, из-за того нечетные изотопы с большей вероятностью делятся, чем утяжеляются, и выгорают существенно быстрее четных изотопов. Кроме того, равновесный плутоний ТР намного тяжелее и образует кратно больше трансплутониевых актинидов. Типичный состав: 0,7% Pu-238, 21,6% Pu-239, 13,8% Pu-240, 5,0% Pu-241, 58,9% Pu-242. Атомный вес 241,3.

Минорные актиниды

К минор-актинидам ЗЯТЦ U-Pu относят все актиниды, кроме урана и плутония. Это нептуний, америций, кюрий, берклий, калифорний. Все минорные актиниды обладают большим энерговыделением и имеют изотопы с периодами полураспада более 10 лет, до сотен тысяч лет, то есть относятся к категории долгоживущих.

Минор-актиниды в 1950-70-х называли островом стабильности сверхтяжелых изотопов, так как их периоды полураспада больше, чем у легких изотопов плутония.

Рекордсменом острова стабильности является изотоп Cm-247 с периодом полураспада 15,6 миллиона лет.

Массовая доля МА в равновесном топливе составляет 3-5% от массы плутония или 0,4-1,0% от общей массы уран-плутониевого топлива. При длительной выдержке ОЯТ короткоживущий Pu-241 (T=14 лет) распадается в Am-241, при этом доля МА может увеличиться до 20% от массы плутония, или до 4% от общей массы тяжелых металлов в топливе.

Важнейшим из МА является Am-241. Благодаря распаду плутония-241 и накоплению америция-241, равновесное топливо после выдержки более 2-5 лет перестает быть равновесным и не может быть использовано в ЗЯТЦ Быстрого Реактора, так как реактивность плутония + МА снижается на неприемлемую величину.

Вклад МА в альфа-радиоактивность равновесного топлива ЗЯТЦ БР первые полгода превышает 70%, а через десятилетия и первые столетия составляет 50-55%. МА – основная компонента радиационного оружия массового поражения, которая делает регионы, континенты и материки непригодными для жизни многие сотни лет.

Технологический барьер РТ америция

Все ЗЯТЦ БР, кроме ЗЯТЦ БР Прорыва, не используют америций в цикле, считая это нецелесообразным. Основная причина: технологический барьер радиохимии ОЯТ. Все оружейные радиохимические технологии (относительно) легко отделяют уран-нептуний-плутоний от осколков деления, а очистка америция, кюрия от осколков деления на два порядка сложнее, при этом на порядки увеличиваются выбросы актинидов в окружающую среду.

Удаление америция и остальных МА в отходы приводит к потерям энергии 0,3-1% в цикле, и снижает топливную эффективность природного урана на 3-6%, что не принципиально для большой энергетики.

КВ равновесного плутония

Коэффициент воспроизводства равновесного плутония ЗЯТЦ БР является важнейшим параметром, ради получения высоких значений которого более 80 лет проводятся теоретические и экспериментальные исследования с быстрыми реакторами.

Существует десятки вариантов определения КВ плутония, но строгого математического определения не существует.

Чтобы получить из урана-238 расширенное воспроизводство (бридинг, или размножение) равновесного плутония необходимо, чтобы минимум 1,1 нейтрон, из 2,9 нейтронов, получаемых при делении плутония, поглощался ядром урана-238. Для этого необходимо, чтобы кроме плутония-239 и плутония-241 в реакции деления участвовал и уран-238 (сам себя превращал в плутоний), и нечетные изотопы плутония. Тогда можно получить большой нейтронный поток, достаточный для расширенного воспроизводства плутония. Только на нечетных изотопах получить КВ более 1,1 невозможно.

Все образуемые осколки деления требуется периодически удалять в отходы.

При нахождении равновесного плутония в реакторе, плутоний утяжеляется с переходом в более тяжелые актиниды – америций, кюрий, берклий, калифорний (плюс нептуний из урана), что снижает КВ плутония. Все образуемые актиниды тяжелее плутония требуется или удалять в отходы, или возвращать в цикл для увеличения ТЭ природного урана. Речь идет о 0,3-0,5% дополнительной энергии в каждом цикле, или суммарное увеличение ТЭ природного урана на 3-6%.

Вовлечение в реакцию деления всех изотопов актинидов (урана, нептуния, плутония, америция, кюрия) позволяет поднять КВ более 1,1. Это позволяет поднять топливную эффективность природного урана в ЗЯТЦ с 0,7% до 90% и более.

При КВ от 1,0 до КВ 1,1 - простое воспроизводство плутония в ЗЯТЦ.

При КВ менее 1,0 – нисходящее воспроизводство плутония в ЗЯТЦ, в соответствии с формулой $TЭ = 0,0072/(1-KВ)$

Определение А. Коэффициент воспроизводства равновесного плутония – отношение массы равновесного плутония в момент загрузки ЯТ в реактор, к массе плутония в момент следующей загрузки в реактор.

Определение Б. Если плутоний имеет состав, отличающийся от равновесного, то КВ определяется как отношение масс на момент загрузок с поправкой на различную реактивность разных видов плутония. Для каждого изотопа и каждой ячейки реактора свои поправочные коэффициенты.

Так как изотопный состав равновесного плутония постоянно меняется со временем и во время работы реактора, в разных зонах по-разному, и вне реактора за счет распада короткоживущих изотопов плутония, то определение А никогда строго не выполняется. Строгое соблюдение условий определения А требует жесткой производственной дисциплины и не допускает разные темпы выгорания в реакторе, сбое и простои на всех этапах цикла. Первоначально разработчиками ЗЯТЦ БР не допускалось внешнее нахождение плутония (время внешнего цикла), вне работающего реактора, более 2 недель (время на перегрузку топлива), затем не более 6 месяцев (время до следующей перегрузки топлива).

При длительной выдержке ОЯТ, более 3 лет, говорить о равновесном плутонии невозможно, так как будет потеряно плутоний-241, и реактивность плутония может быть снижена на неприемлемые величины 5-15%.

Замыкание ядерного топливного цикла будет успешно выполнено, если будет получен $KВ > 1,1$ для равновесного плутония. Очевидно, что замыкание цикла на оружейном плутонии (высокоочищенный плутоний-239), полученному из ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах, это лишь начало пути, первое приближение к настоящему ЗЯТЦ БР. Минимум четырехкратное возвращение плутония в цикл, необходимое для демонстрации замыкания равновесного плутония, требует от 50 лет (не считая 30 лет для накопления стартового плутония). Для реактора БН-800, это 4*2,5 лет в реакторе и 4*10 лет вне реактора.

ЗЯТЦ БР — это крайне длительные сроки создания атомной генерации и малая суммарная мощность на старте. Накопление плутония для 10 БН-1000 (примерно 20 тонн инвентарного запаса на один быстрый реактор), имеющих КВ порядка 1,10-1,15, требует 50 лет работы парка реакторов типа ВВЭР-1000 суммарной мощностью 30 ГВтэ. При этом переходе произойдет снижение суммарных мощностей парка АЭС в 3 раза, если закончится природный уран (природный нейтронный запас) и будут

остановлены АЭС с ТР. Полный переход на ЗЯТЦ БН займет более 100 лет, что никак не коррелирует даже со стабильно скромными потребностями нашей страны в электроэнергии, не говоря уже о развитии электрических мощностей.

В 1960-х годах было экспериментально показано на опытном ЗЯТЦ БР ЕВР-II (60/20 МВт) в США, что переход промышленности на производство энергии с помощью быстрой энергетике займет многие сотни лет. Реально измеренные КВ начальных циклов оказались крайне низкими (не более 1,15), и имели тенденцию к снижению с увеличением количества циклов. Время удвоения плутония оказалось неприемлемо большим (более 50 лет).

Эффективный период полураспада равновесного плутония

составляет порядка 6000 лет. Параметр рассчитывается через удельную альфа-активность. Этот период необходим для расчета времени превращения диоксидов в аэрозоль. Через 1/1000 от эффективного периода полураспада актинид превращается в аэрозоль, и материал полностью переходит в газовую фазу. Для сравнения, период полураспада Pu-239 составляет 24100 лет, время перехода в аэрозоль 24 года, а для равновесного плутония 6 лет.

Радиационная эквивалентность захоронения ОЯТ

(РЭЗ, запрещенный к использованию в документах МАГАТЭ термин).

Природный уран имеет удельную активность $2,5E+4$ Бк/г, что в 400 000 раз меньше, чем удельная альфа-активность равновесного плутония. Чтобы достичь радиационной эквивалентности захоронения плутония с извлеченным из недр ураном, необходимо снизить его активность в ОЯТ на указанную величину. Для этого требуется выдержка порядка 18 периодов полураспада самого распространенного изотопа Pu-239 ($T=24,1$ тысячи лет), или более 400 000 лет. Наличие Pu-242 ($T=380$ тысяч лет) в равновесном плутонии увеличивает время достижения радиационной эквивалентности до десятков миллионов лет.

За счет накопления долгоживущих изотопов америция ($T= 432, 152, 7400$ лет) и кюрия ($T= 18$ и 29 лет) в топливе БР, удельная альфа-активность актинидов ОЯТ БР увеличивается до $2E+10 - 2,5E+10$ Бк/г, в миллион раз выше, по сравнению с природным ураном. [расчет равновесного топлива БРЕСТ-ОД-300]

Для соблюдения радиационной эквивалентности захоронения ОЯТ и РАО, необходимо более 200 лет выдерживать кюрий для распада, и возвращать в цикл 99,999% активности урана, нептуния, плутония, америция. Другими словами, в отходах должно быть менее 0,001% актинидов.

Это абсолютно нереальная для выполнения задача для радиохимии и фабрикации вторичного ядерного топлива. Потери америция и кюрия, разрешенные нормативными документами НИИАР, составляют 6%. Разрешенные потери особо опасных актинидов тяжелее плутония в 6000 раз превышают требования РЭЗ.

Потери плутония на водной радиохимии составляют более 0,1%, а на операциях фабрикации примерно 1-2%. Это в 100-2000 раз выше требований РЭЗ.

Разрешенный выброс актинидов в атмосферу через вентиляционную трубу НИИАР составляет 3 мКи в сутки, или 1 Ки в год, при нормальной эксплуатации. При этом годовое производство тяжелых актинидов цикла накопления калифорния

составляет примерно 1 кг, с удельной активностью порядка 2 Ки/г. Всего в работе порядка 2000 Ки альфа-активности. Разрешенный выброс в атмосферу составляет 0,05%, что в 50 раз выше требований РЭЗ.

Экстраполируем практические результаты работ НИИАР на масштабы одного опытного реактора БРЕСТ-ОД-300, для ЗЯТЦ которого необходимо ежегодно перерабатывать четверть ОЯТ из порядка 20 тонн. В топливе БРЕСТ-300 содержится 2,8 тонны плутония-америция-кюрия, с удельной активностью 0,5 Ки/г. 700 кг актинидов будут иметь активность 350 тысяч Ки. Это в 175 раз больше, чем активность в ЗЯТЦ НИИАР.

Уговоры, переговоры, приказы Прорыва начать в НИИАР работы по демонстрации ЗЯТЦ БРЕСТ-ОД-300 в 2011-2015 году столкнулись с действующим законодательством в виде НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010. Требования законов о радиационном благополучии населения вступили в конфликт с РЭЗ. В итоге, никто из руководителей НИИАР не преступил действующие законы, и работы были запрещены.

Радиологическая эквивалентность (запрещенный к использованию в документах МАГАТЭ термин) предполагает равенство радиационной токсичности извлеченной из-под земли активности с удаляемой под землю. Для долгоживущих альфа-активных актинидов (период полураспада 10 лет и более) радиационная эквивалентность примерно равна радиологической эквивалентности. Для осколочных радионуклидов радиологическая эквивалентность отличается от радиационной эквивалентности на несколько порядков, и требуется пересчет (приведение к активности актинидов) для расчета приведенной активности (п.3 ОСПОРБ-99).

Оба термина отвлекают атомных энергетиков от законных требований по выполнению норм радиационной безопасности на объектах использования атомной энергии. Соблюдение требований эквивалентности не позволяют обеспечить радиационную безопасность персонала, населения и будущих поколений. Кроме того, эти требования приводят к циничным выводам о неприменимости современных законов и норм радиационной безопасности, с требованиями разрешить на порядки большие выбросы радиоактивных веществ в окружающую среду.

Основной цинизм требований РЭ заключается в том, что подъем 2,5 миллионов тонн урана из-под земли на дневную поверхность и рассеивание его на поверхности земли, приведет к увеличению годовой эффективной дозы примерно в 20 раз, с 1 мЗв/год до 20 мЗв/год. Хотя в некоторых районах планеты годовая доза достигает 20 и даже 50 мЗв/год, двадцатикратное увеличение радиационного воздействия на населения является уголовным преступлением (техногенное облучение населения выше 1 мЗв/год недопустимо).

Приведенная активность и класс работ с ОИИ

Расчет приведенной активности обязателен для определения класса работ с открытыми источниками ионизирующего излучения, в соответствии с требованиями НРБ-76 и более свежими нормами радиационной безопасности.

Радионуклиды обладают существенно различной радиотоксичностью, и для равной активности токсичность может отличаться на несколько порядков.

Чтобы рассчитать радиационную опасность на рабочем месте, радиотоксичность каждого из изотопа пересчитывается на равную активность актинидов группы А, для которых МЗА (минимально значимая активность) = 1000 Бк, затем находится их сумма. Это и есть приведение к группе А, а полученное значение называют приведенной активностью.

Пример. В препарате 1000 Ки радионуклида Ni-63 с МЗА 100 000 000 Бк. Приведенная активность препарата – 0,01 Ки (10 мКи), в 100 тысяч раз меньше активности радионикеля (радиотоксичность равна 0,01 Ки радионуклида Pu-240). Смотрим таблицу класса работ по ОСПОРБ-99/2010 – выше 4 мКи (1Е+8 Бк) класс работ 1. Это значит, что работа особо опасная (возможен летальный исход при аварии) и особо вредная (вредное для здоровья облучение при нормальных условиях проведения работ), что требует специального защитного оборудования с трехзонной планировкой, соответствующей инфраструктуры объекта использования атомной энергии, специальной подготовки персонала, и т.д.

Время удвоения мощности генерации

– важнейший технико-экономический параметр любого вновь создаваемого производства. С помощью этого параметра возможно произвести

расчет темпа прироста генерации

сроки создания полномасштабной генерации и ЗМР.

В 1960-х было научно обосновано (показано на практике), что ЗЯТЦ БР не может быстро самостоятельно увеличивать свои мощности и имеет неприемлемо длительный период удвоения, более 30 лет. Это связано с проблемами низкого собственного коэффициента воспроизводства плутония, который оказался ниже 1,15, против расчетного 1,7-2,2. При длительности замкнутого цикла плутония порядка 5 лет (4 года в реакторе и 1 год вне реактора), время удвоения плутония составляет 25 лет. При длительности замкнутого цикла плутония 14 лет (4 года в реакторе и 10 лет вне реактора), период удвоения составляет не 70 лет, а 100 лет, из-за распада делящегося изотопа плутония-241 и вызванного этим снижением КВ с 1,15 до 1,10.

Кроме того, ЗЯТЦ БР не способен на полный захват мирового рынка электроэнергии (ЗМР), так как не способен маневрировать мощностью в течение суток, и отслеживать пики генерации электроэнергии.

Невозможность полезной тепло-генерации ЗЯТЦ.

Также ЗЯТЦ БР не способен обеспечивать человека тепловой энергией из-за большой единичной мощности генерации и санитарно-защитной зоны, радиус которой превышает экономический предел расстояния транспортировки теплоносителя горячей воды и отопления.

Технологии ЗЯТЦ БР также имеют неприемлемо длительный

период внешнего накопления стартового плутония,

растянутый на столетие, в то время как АЭС с реакторами на тепловых нейтронах имеют кратно большие темпы прироста. Проблема длительного периода

накопления стартового материала связана с тем, что ядерным топливом для ЗЯТЦ БР является искусственный ядерный материал – плутоний, который нарабатывается в реакторах другого типа, и ЗЯТЦ БР зависит от производства-предшественника. В результате полученных опытных, полупромышленных данных, в 1950-60-х было рассчитано, что для создания полномасштабной атомной энергетики на тепловых реакторах требуется порядка 100 лет, а для создания таких же мощностей ЗЯЦТ БР потребуется порядка 600 лет.

Реальные сроки освоения генераций

Для сравнения, угольные энергетические мощности создавались более 250 лет, нефтяные мощности около 100 лет, газовые мощности порядка 70 лет, для достижения уровня 20-50% от суммарного производства.

Технологии ветряной электроэнергетики развиваются около 100 лет, но до 2011 года их вклад в производство общемировой энергии не превышал 1%, и был кратно ниже, чем во времена господства ветряных мельниц и парусных судов. За период 8 лет ВЭС удвоили производство до 2%, что дает расчетный период (при политической поддержке) полного захвата рынка энергетики 80 лет.

Технологии солнечной генерации стартовали в 1970-х, и только в 2010-х вышли на массовое производство, преодолев предел 1% в 2018. Имеющиеся темпы широкомасштабного производства СЭС дают расчетный период полного захвата рынка 80-120 лет.

Суммарно технологии генерации ВИЭ, ВЭС+СЭС, дают расчетный период полного захвата рынка энергетики через 40-60 лет, стартуя с имеющейся производственной базы 2019 года. При этом рост мощностей ВИЭ ограничен не самими генерирующими мощностями, а технологиями накопления энергии – мощными аккумуляторами, которые имеют длительные периоды удвоения мощностей.

Таблица 1

Сравнение основных видов генерации энергии

ЗМР (сроки полного захвата мирового рынка, 100% потребления человечеством) различных видов генераций

Предел народонаселения с одной энерго-генерацией

рассчитан для традиционного сельского хозяйства без синтетических удобрений (пища), плюс только доминирующая энерго-генерация. Уровень генерации дров связан с уровнем производства пищи, так как пользуется одним и тем же ресурсом – плодородием земли. Как видно из таблицы, энергия АЭС не способна заметно увеличить численность населения, против предела Мальтуса 1,5 млрд человек, и одного порядка с энергией пищи и дров.

Вид топлива	ЗМР годы	Доля 2024 %	Ресурс, годы	ПНС Млрд чел	Прим
1	2	3	4	5	6
Пища	0	20	5E+9	1,5*	
Дрова	1	15	5E+9	1,5*	

Уголь ископаемый	100-250	20	2Е+3	10	
Нефть	70-120	20	5Е+2	10	
Газ	30-50	20	3Е+3	10	
ГЭС	100-200	3	5Е+9	2	
АЭС с ТР	100-150	2	15	2	Макс
АЭС с ЗЯТЦ БР	60	0	2000	2	Прогноз Ферми
АЭС с ЗЯТЦ БР	600-1000	0	2000	2	Обосн 1960
ВЭС + Аккумулятор	100-150	2,5	5Е+9	10+	
СЭС + Аккумулятор	50-100	2	5Е+9	10+	

Энергетический КПД – количество полученной энергии к количеству затраченной энергии – EROEI – один из самых важных показателей при производстве энергии.

Стоимость квтч у потребителя. Очень сильно отличается для разных видов генераций и видов полезной энергии – электричество, тепло разных температур, механическое движение разных видов. В таблице приведена стоимость электрического квтч, для пищи – энергия метаболизма.

из/т – электричество/тепло

Из Таблицы 1 понятно, почему все ядерные страны много лет назад отказались от ЗЯТЦ Ферми. Даже несмотря на всю утопичность этой гипотезы, которая вскрылась на десятилетия позже, сроки создания масштабной ядерной энергетики длиной в 60 лет оказались несовместимы с требованиями тех лет, - на порядок или более увеличить производство всех видов энергии. Кроме того, как указывалось ранее в статьях Дементия Башкирова, термоядерное оружие полностью победило в конкурентной борьбе, лучше на 2-3 порядка, военную технологию ЗЯТЦ БР. В итоге. ЗЯТЦ БР полностью не нужен военным, и неприемлем для энергетики даже через 60 лет, тем более через 600-1000 лет.

Таблица 2

Продолжение Т1

Вид топлива	EROEI	Стоимость э/т квтч, \$	Возврат инвест. лет	УМ, э/т \$/кВт	Период действия
1	2	3	4	5	6
Продукты питания	0,1-50	0,03-10	0,1-3	-/-	млн лет
Дрова	50-500	0,06/0,01	0,1-0,5	40/5	млн лет
Уголь ископаемый	10-20	0,04/0,04	0,5-3	40/5	300 лет
Нефть	15-100	0,15/0,04	0,5-5	30/5	150 лет
Газ	20-200	0,02/0,02	2-5	30/5	70 лет
ГЭС	5-50	0,02/0,02	2-12	500/-	150 лет

АЭС с ТР	0,3-10	0,04/xx	30-50	5000/-	60 лет
АЭС с ЗЯТЦ БР Утопия Ферми	30-100	0,004/xx	3-8	1000/-	Прогноз 1946
АЭС с ЗЯТЦ БР Реалии 1969	1-3	0,15/xx	100+	15000/-	Обосн 1969
ВЭС + 6 ном*час Аккумулятор	5-15	0,04/0,01	5-10	2000/300	2024
СЭС + 6 ном*час Аккумулятор	8-15	0,04/0,02	5-10	4000/1000	2024

Данные для таблицы сравнения быстрых и тепловых реакторов

Авторская Философия Энергетики

Есть глубокое заблуждение, что физико-технику возможно кратко объяснить. Также кратко «можно объяснить» хирургию, металлургию стали, китайский язык, клонирование животных и растений.

Невозможно разговаривать с человеком, говорящем на другом языке.

Для того, чтобы понять основы ядерной и радиохимической техники, необходимы не только имеющийся жизненный опыт, но новые усилия и желания самого обучающегося, опытные преподаватели, практическая работа на предприятиях атомной промышленности. Если человек имеет высшее техническое образование, то он сможет понять физтеха за 1-2 года, в зависимости от интенсивности и скорости обучения (при наличии допуска к х-файлам).

Данная работа написана для тех, кто имея техническое образование, хорошо «разбирается в лошадях», имеет желание самостоятельно разобраться в общих технических параметрах существующего производства электроэнергии на АЭС и сравнить их с техническими параметрами других видов генерации электроэнергии и других видов энергии.

Сравнение различных видов генерации однотипной продукции, электрического квтч, совершенно правомерно и может быть проведено по экономическим, энергетическим параметрам, по параметрам безопасности, по ресурсам сырья, по производительности оборудования и производительности труда, и т.д.

В настоящее время информация устаревает несколько раз в году, поэтому точные данные собрать крайне трудоемко, но особая точность здесь и не требуется.

Основные единицы измерения и способы предоставления информации примерно соответствуют обзору Stat Review World Energy BP.

Автор постарался исправить один из главных недостатков вышеупомянутых английских ученых – они не изучают потребление энергии с пищей и с традиционными источниками энергии – дровами, парусами, ветряными мельницами и насосами, теплицами, подземными хранилищами, сушкой фруктов,

ягод, трав и другими видами потребления солнечной, водяной, тепловой и ветровой энергии, которые человек использует с незапамятных времен.

Продукты питания, рабочие животные и традиционные источники энергии до сих пор являются основными или единственными энергоносителями для половины людей на планете, и без них энергетика выглядит, как сухая теория против вечнозеленого древа жизни.

Для автора сельское хозяйство не просто увлечение, а место для научных экспериментов. Автор пользовался и пользуется дровами всю жизнь, но главным энергоносителем на ферме были и остаются зерновые. Это самые высокопроизводительные энерго-технологии 21 века – один комбайнер в нашем регионе намолачивает 3-6 тысяч тонн зерна за уборочную кампанию. Каждая тонна – это 3 МВтч. Тысяча тонн – 3 ГВтч.

На одного человека за рулем современного комбайна приходится 9-18 ГВтч в год, что в 5-10 раз выше, чем производительность труда на АЭС. При этом EROEI составляет 15-30. Зная такие экономическо-энергетические показатели, не стоит удивляться, что существует политический запрет на использование продуктов питания в энергетике. Энергия зерновых у нас в 5 раз дешевле энергии бензина-керосина, что дает 3-6 кратную экономическую выгоду зерно-производителям.

Производительность труда – важнейший показатель, который приводит к смене экономических формаций (так учил нас Великий Ленин). Поэтому, современные АЭС – это каменный век, рабовладельческий строй, против современных энерго-технологий в растениеводстве.

Собственно, вся история человечества – это грабеж крестьянского населения, а место под солнцем – то есть территория – есть важнейший, практически единственный из энергетических источников.

Для понимания.

1 квтч = 3 600 000 Дж, то есть 3,6 МДж, или 0,86 Мкал.

1 Гкал = 1160 квтч, 1 Мкал = 1,16 квтч.

Мощность и Токсичность ядерной энергии

Первое, что должен знать школьник, изучающий ядерные технологии, это основы ядерной безопасности.

Как предотвратить ядерную аварию и как устроить ядерный взрыв – это две крайности обращения с ядерными материалами. Это две стороны одной медали, при этом сама медаль – это контролируемая серия микроскопических ядерных взрывов, осуществляемая в ядерном реакторе.

Деление единичного атома происходит за 10^{-18} секунды (реакция взаимодействия электронных оболочек атомов во время взрыва тротила происходит за 10^{-3} – 10^{-6} секунды), это даже не мгновенно, а за неосознаваемый период времени. Человек мысленно не может воспринимать такие сроки, как одна миллиардная от одной миллиардной секунды. Управлять процессом деления единичного атома невозможно, но в то же время человек научился регулировать количество делений в единицу времени, от 10^{27} делений в микросекунду до нескольких делений в секунду. Разница реализованных в разных устройствах

скоростей ядерной реакции деления превышает 36 порядков (миллиард миллиардов, умноженный на миллиард миллиардов раз).

Температура осколков деления измеряется сотнями миллионов градусов. Для сравнения, самая высокая температура горения или взрыва – 3-5 тысяч градусов.

Ядерная энергия деления актинидов – тория, протактиния, урана, нептуния, плутония, америция, кюрия (и далее) – примерно в 50 миллионов раз больше, чем энергия горения атома углерода (200 МэВ против 4 эВ). С учетом разной массы атома, на килограмм горючего материала, ядерное горючее калорийнее в 3 миллиона раз.

Токсичность (опасность) энергии радиоактивных веществ, получаемой в активной зоне ядерного реактора, то есть удельная токсичность энергии радиоактивного излучения, при равных энергиях, в тысячи раз больше, чем токсичность энергии теплового излучения при горении углерода (при горении углерода нет радиоактивного излучения).

Летальный мгновенный нагрев тела человека ионизирующим излучением составляет 0,001*С, и не ощущается органами чувств. 4,2 Зв, это 4,2 Дж/кг или 1 кал/кг – летальная доза внешнего облучения, при получении которой 50% людей погибают в ближайшие 30 суток.

Умножая 3 миллиона раз на тысячу, получаем суммарное отношение токсичности энергии одного килограмма топлива. Соотношение токсичности энергии актиниды/углерод составляет 3 миллиарда раз.

ОЯТ

После работы реактора мощность остаточного энерговыделения радиоактивных осколков деления снижается на многие порядки, в тысячи и миллионы раз. Но даже при таком снижении, энергия осколков деления в тысячи и миллионы раз токсичнее, чем энергия горения угля.

Шутить с ядерной энергией категорически нельзя. Неправильное конструирование, неправильная эксплуатация ядерного реактора, неадекватное обращение с отработавшим ядерным топливом приводит к тяжелейшим длительным последствиям, которые невозможно представить при использовании обычных сгораемых видов топлива.

Для понимания.

Взрыв 6 тонн актинидов эквивалентен взрыву 100 Мт тротила (сто миллионов тонн тротила). Такой взрыв приводит к пробою земной коры и вызывает сейсмическую активность по всей планете.

В одном реакторе мощностью 1 ГВтэ загружено 65-200 тонн актинидов. Суммарная загрузка ядерных реакторов мирового парка в 350 АЭС превышает 25 000 тонн.

Мирные АЭС за всё время работы с 1960-х годов превратили в осколки деления порядка 22 000 тонн актинидов, взрыв в Хиросиме – это 0,001 тонны осколков деления. По своей токсичности 22 000 тонн осколков деления равноценны горению десятков миллионов – миллиардов тонн обычных горючих материалов.

Токсичность ОЯТ, и соответственно уровень масштабов опасных работ с ОЯТ, определяется темпом выгорания ЯТ в реакторе, массой осколков деления и временем выдержки ОЯТ после останова реактора. Чем медленней выгорает ядерное топливо, тем больше энергии осколков деления выделяется во время работы, тем безопаснее ОЯТ. Чем больше доля осколков деления, тем опаснее ОЯТ. Чем больше прошло времени после останова реактора, тем безопаснее ОЯТ.

Самое безопасное ОЯТ – это ОЯТ военных реакторов для накопления оружейного плутония. Там доля осколков деления составляет 0,03-0,1%. Самое опасное ОЯТ быстрых реакторов, где доля осколков деления достигает 10%, то есть в 100-300 раз выше, чем в военных реакторах.

Таблица 3

Увеличение альфа-радиоактивности природного урана в АЭС
и увеличение приведенной активности осколков деления при работе АЭС

материал	T ½, годы	Ay, Бк/г	Отн. Ay	A ОЯТ АЭС	A ЗЯТЦ БР
1	2	3	4	5	6
Уран 238 природный 234	4 450 000 000 + 215 000	25 кБк/г	1 (238+234)	-	
НОУ 5%		250 кБк/г	10 (234+235+238)	10	
ВОУ 90% 235	704 000 000	2 МБк/г	80 (235+234)	-	
Плутоний-239	24 100	2,31 ГБк/г	92 000	1 000	20 000
Радий-226	1 600	37 МБк/г	1480	-	
Америций-241	432	127 ГБк/г	5 100 000	10 000	100 000
Плутоний-238				5 000	100 000
Кюрий-244	19	666 ГБк/г	26 000 000	1 300	100 000
Кюрий-242	0,45	28 000 ГБк/г	1 100 000 000	5 000	100 000
	Увеличение альфа-активности природного урана			40 000	1 000 000
	Альфа-активность ОЯТ АЭС выше, чем в ОЯТ ЗЯТЦ БР,				25 раз
Sr-90 + Cs-137 в тонне ОЯТ от 1 ГВтэ*год – 60 кг, Ay = 140 и 100 Ки/г соответственно					
Бета-гамма активность этих 2-х осколков деления через 1 год				6 000 000 Ки	6 000 000 Ки
Приведенная активность ОД				60 000 Ки	60 000 Ки
Увеличение приведенной активности природного урана в 30- летних				60E+6 раз	60E+6 раз
Кратность увеличение приведенной активности урана (5% выгорание)				3 000 000	3 000 000
Кратность к приведенной альфа-активности ОЯТ АЭС ТР/ЗЯТЦ				75	75/3

ВОУ – уран высокого обогащения по изотопу U-235, более 20% и особенно более 80% (оружейный уран)

НОУ – уран для АЭС, обогащение до 4,95%.

Отн Ay – относительная удельная активность радионуклида по сравнению с природным ураном.

В столбцах 5 и 6 указана относительная активность (по сравнению с природным ураном) некоторых актинидов в ОЯТ АЭС, отработавшей 1 ГВтэ*год, через 1 год после выгрузки из реактора.

Кроме того, мощность остаточного энерговыделения осколков деления от 1 ГВтэ*год через год составляет примерно 0,01% от номинала 3 ГВт, то есть 300 кВт. Температура ОЯТ на воздухе превышает 450*С. Это требует мощного охлаждения, как у ~3000 бытовых холодильников, что делает большинство водных химических процессов невозможным.

Для ОЯТ ТР приведенная активность 30-летних осколков деления, стронция-90 и цезия-237, превышает приведенную активность актинидов почти на два порядка, а все осколки деления – примерно в 200 раз.

Для ОЯТ ЗЯТЦ БР приведенная активность осколков деления точно такая же, но по сравнению с актинидами, приведенная активность выше в 8 раз.

Для ТР рост приведенной активности (радиотоксичности) природного урана составляет 3 миллиона раз, а для БР – 4 миллиона раз.

Суммарная активность ОЯТ 1 ГВтэ*год через год выдержки примерно равна 50 Миллионов Ки. Это в 500 раз превышает Максимальную Допустимую Общую Активность камер ХТО НИИАР в 0,1 МКи.

Естественная безопасность ядерного реактора

Естественная безопасность ядерного реактора основана на внутренне присущих, природных свойствах радионуклидов, которые использует человек для управления ядерной реакцией деления. Пределы существования безопасных режимов эксплуатации очень узки и требуют высокой квалификации конструкторов АЭС, строителей и монтажников АЭС, эксплуатирующего персонала АЭС, фабрикантов топлива АЭС, персонала для работы с ОЯТ, и не допускают какое-либо вмешательство третьих сил.

Из всех известных актинидов только 4 изотопа представляют ценность для современной атомной энергетики. Это (нечетные) изотопы U-233, U-235, Pu-239, Pu-241.

Кроме того, управляемая реакция деления возможна на радионуклидах Am-242m и Cm-245, но их значение для атомной энергетики ниже в сотни раз.

Из всех делящихся актинидов только U-235 встречается в природе, но его крайне мало, в 140 раз меньше, чем U-238. Доля U-235 - 0,72%, U-238 - 99,28%.

Все остальные изотопы природных актинидов, включая (четные) природные Th-232 и U-238, масса которых (Th+U) в ~500 раз больше массы единственного нечетного природного U-235, невозможно самостоятельно использовать в ядерных реакторах любых типов.

Уран-235 имеет название невозобновляемый нейтронный запас человечества. Чем больше израсходовано этого редкого изотопа, тем сложнее получить энергию из неделящихся изотопов урана-238 и тория-232. Современные реакторы расходуют невозобновляемый нейтронный запас, что существенно снижает использование неделящихся изотопов будущими поколениями. Доля урана-235 в отходах атомной энергетики снижена с 0,72% до 0,3-0,4%, а суммарный нейтронный запас снижен до 0,5-0,6%. Это свидетельство бездумного разбазаривания нейтронного запаса,

оставленного человечеству самой природой, вместо расширения нейтронного запаса в виде урана-233 и плутония.

С точки зрения ядерной безопасности реакторов АЭС, U-235 это еще и невозобновляемый природный гарант ядерной безопасности, который необходимо использовать максимально эффективно.

Основа естественной безопасности ядерного реактора

Рассмотрим самые основные факторы естественной безопасности реактора.

1 - Отрицательная зависимость сечения деления делящегося (нечетного) актиноида от температуры. Чем выше температура, тем ниже скорость ядерной реакции. Реакция сама затухает, если реактор начинает разогреваться, и снова возобновляется, когда температура падает. **Негативная сторона такой температурной зависимости заключается в том, что резкое охлаждение топлива может привести к мощному скачку реактивности, который может за секунды перегреть активную зону.**

2 - Управление реактором значительно упрощается за счет запаздывающих нейтронов, которые позволяют плавно изменять мощность ядерной реакции. Чем выше доля запаздывающих нейтронов у актиноида (смеси актиноидов), тем проще и безопаснее регулировать мощность. Запаздывающие нейтроны создают большую инерцию изменения мощности, измеряемую временем «периода реактора» (рост мощности в e раз), который составляет порядка 5-10 минут, что позволяет проводить ручную регулировку мощности, а автоматика справляется с периодом в 5-15 секунд.

3 - Замедление нейтронов увеличивает вероятность деления в 200-300 раз, и этот процесс длится несколько миллисекунд. Снижение плотности замедлителя при росте температуры приводит к снижению скорости деления и соответственно снижает мощность реактора.

Эти и другие эффекты отрицательной температурной реактивности позволяют относительно просто управлять реактором.

Безальтернативность ЯБ урана-235

Все современные реакторы работают на U-235, и большинство специалистов АЭС не обращают внимание на первый фактор, принимая его как должное. Но уран-235 — это всего лишь 0,2% от атомной энергии, заключенной в земных актиноидах, и 0,7% от энергии урана. Фактически, это мало отличимая от нуля величина. Умножая 0,7% на 3 миллиона, получаем реальную разницу в калорийности урана и угля – 21 тысячу раз, и это для самых современных методов разделения изотопов урана и самых современных АЭС.

В 1980-х эта разница составляла ~10 тысяч раз.

Перевозки угля и ОЯТ.

Для перевозки ОЯТ требуется вагон грузоподъемностью 120 тонн, в котором размещается несколько сотен килограмм ОЯТ. Суммарно, перевозка ОЯТ требует в 20-50 раз меньше перевозок, чем уголь. Соответственно, при расстояниях от добычи угля до ТЭС в 100 км, ОЯТ возможно перевести на 2000-5000 км с одинаковым износом подвижного состава и рельсового пути. С учетом дорогостоящей выдержки

ОЯТ АЭС несколько десятилетий, дорогостоящих спецвагонов и особых подразделений охраны для перевозки ОЯТ, стоимость временного хранения, перевозка ОЯТ по железным дорогам, перевозка ОЯТ к месту захоронения становится равна или выше стоимости перевозки угля на равные расстояния.

Не забываем, что уран намного сложнее добывать из породы, чем уголь, и особенно то, что обогащение изотопа U-235 требует много энергии - экономически уголь как энергоноситель выигрывает у урана как энергоносителя. Стоимость уранового топлива, на 1 электрический квтч, во многих регионах дороже стоимости угольного топлива.

С учетом когенерации угля, высокой автоматизации угольных АЭС, современных систем очистки отходящих газов угольных котлов, уголь выигрывает на большей части территорий бывшего СССР, по крайней мере до расстояний перевозок угля до 1000-2000 км.

Перевозка ж/д транспортом существенно дороже, чем перекачка жидкостей и газов по трубопроводам или танкерами. Современные газопроводы обеспечивают конкуренцию АЭС на расстояниях перекачки до 10 000 км, а танкер до 15 000 км, то есть практически по всему земному шару.

Перевозки ОЯТ морским и речным транспортом в разы снижают расходы на топливную составляющую АЭС, по сравнению с ж/д транспортом. Это наглядно видно, если взглянуть на карту размещения АЭС по всему миру – большинство АЭС расположены на водных артериях.

Выбор урана-235 не случаен – это самый безопасный делящийся изотоп, который позволяет работать на нейтронах, имеющих температуру до 10 тысяч градусов Цельсия (средняя энергия атомов, и соответственно равновесных со средой нейтронов 1 эВ), то есть в разы выше температур кипения конструкционных материалов. Реактор испарится, но не перейдет в режим разгона на мгновенных нейтронах.

Среди актинидов нет альтернативы безопасному U-235. Этот нуклид обладает и естественной ядерной безопасностью, за счет отрицательной зависимости сечения деления от температуры, и имеет на многие порядки больший период полураспада, что придает ему мизерную радиотоксичность.

Ресурсы природного урана

Огромные разведанные запасы природного урана, от 10 до 30 миллионов тонн по разным источникам, могут обеспечить современное потребление атомного квтч до 12 раз больше, чем произведено сегодня из 2,5 миллионов тонн добытого природного урана.

Сегодня средняя доля энергии мирового парка АЭС с установленной мощностью порядка 350 ГВтэ, составляет в среднем 3% от мирового потребления энергии. Средний возраст эксплуатации АЭС 40 лет. Умножаем эти значения и получаем, что АЭС полностью обеспечивали энергией человека всего лишь 1,2 года.

Для расчета стратегического прогноза сторонников ЗЯТЦ БР (в том числе Прорыв) умножаем 40 лет на 12 и получаем почти 500 лет возможного существования АЭС на нынешнем уровне мощности. Но если говорить о полном замещении атомной энергией всех источников энергии на Земле, то этих запасов

хватит на 15 лет. Это максимально оптимистичный прогноз, основанный на всех известных месторождениях урана с запасами 30 миллионов тонн, в то время как коммерчески выгодные месторождения оцениваются в 10 миллионов тонн.

По сравнению с углем, нефтью и газом, которые обеспечивали 85-90% (на 2022 год 85%) всей энергии человечества за последние 50 лет, АЭС проиграли в 30 раз.

Запасы угля смогут обеспечить современное потребление до 1500 лет, газа до 1000 лет, нефти до 150 лет. Эти запасы более чем в 100 раз выше запасов урана (читай урана-235).

Гипотеза 1950-60-х о доминировании АЭС на планете не подтвердилась.

Она была основана на возможности использования всего потенциала урана в ЗЯТЦ БР (читай уран-238 – плутоний-239), который потенциально был выше тогдашнего уровня примерно в 200-300 раз. Вместо 0,3%-0,5% гипотетически возможно было использовать более 90% энергии природного урана. Все стратегические планы развития атомной энергетики ядерных держав предусматривали только технологии ЗЯТЦ БР, так как имеющиеся разведанные запасы природного урана были крайне ограничены, а технологии обогащения изотопа U-235 оставляли в отвале более половины драгоценного изотопа (0,4% из 0,72%).

Сегодняшние расчеты показывают, что при реализации гипотезы ЗЯТЦ БР, разведанных запасов природного урана хватит в 140 раз дольше, чем на 15 лет, то есть на ~2000 тысячи лет, однако никто в мире за 60-70 лет не приблизился к решению этой задачи.

ЗЯТЦ БР никогда не было, нет, и научно обосновано, что на планете людей его никогда не будет.

Предсказания освоения вечной энергии

В 1943 году Ферми посчитал, что уран-плутониевый топливный цикл может обеспечить людей до 1000 лет. Но что же далее? Наступит вечный энергетический голод, ведь планета будет существовать миллиарды лет. А далее – только внешняя энергия Солнца, или внутри-планетарная энергия термоядерной реакции синтеза дейтерия-третия из мирового океана и/или лития-6.

Сам Ферми и его последователи рассматривали ЗЯТЦ БР, как промежуточную стадию между ископаемыми углем и углеводородами, и освоением термоядерной энергии.

Потенциал солнечной энергии, достигающий поверхности планеты Земля, колоссален и в тысячи раз превосходит потребление энергии человечеством. Фотосинтез накапливает в своих продуктах порядка 1,5%-1,8% годовой энергии Солнца, а человечество потребляет в 20+ раз меньше, чем природа ежегодно запасает в виде органических продуктов фотосинтеза. Потребление всех видов энергии человечеством составляет не более 0,1% от энергии Солнца, достигающей земной поверхности.

Сегодня мы видим, что предсказания Ферми о доминировании термоядерной энергии сбываются прямо на наших глазах, на тысячу лет раньше, минуя промежуточную стадию ЗЯТЦ БР.

ВИЭ уже превысили генерацию АЭС 3%, и растет по 1% в год. Через 85 лет ВИЭ полностью заменит великую ископаемую тройцу – уголь, нефть и газ.

Если учитывать энергию продуктов питания, древесины, растительного и животного топлива, произрастающего на суше и в океанах, то их доля составляет не менее 30% от современного потребления энергии и может обеспечить энергией 1,5-3 миллиардов человек на планете. С учетом потенциала современных технологий ВИЭ, планета может обогреть и прокормить более 10 миллиардов человек неограниченное время.

Ядерная опасность плутония в реакторе

Основная причина, по которой не используют делящиеся изотопы плутония Pu-239 и Pu-241 в АЭС, это низкая температура перехода делящихся изотопов плутония на положительную зависимость сечения деления от температуры, порядка 800-1000*С. Крайне опасная ситуация возникает, когда топливо из плутония (или с высокой долей плутония) перегревается за счет естественных флуктуаций мощности, и реактор по естественным причинам самостоятельно резко увеличивает мощность. Кроме роста мощности за счет положительного температурного роста реактивности, при повышении мощности выше доли запаздывающих нейтронов (бета-эффективная для плутония-239 0,22%), реактор перестает управляться за счет запаздывающих нейтронов, так как их доля становится слишком малой, чтобы безопасно управлять реактором. Период реактора падает до нескольких миллисекунд (необходимых для замедления нейтронов до тепловых температур), реакция самопроизвольно ускоряется за счет мгновенных нейтронов, и никакая автоматика не успевает сработать.

Так произошло в Чернобыле, в котором накопилось слишком много плутония в топливе, и при перегреве топлива практически не было шансов остановить естественное увеличение мощности, которое возникло сразу по нескольким причинам – естественное (внутренне присущее) высокотемпературное увеличение сечения деления плутония, переход на малые периоды реактора (разгон на мгновенных нейтронах), плюс конструктивные недостатки аварийной защиты, плюс запрещенный режим эксплуатации на выходе из йод-ксеноновой ямы (рост реактивности при быстром выгорании мощного осколочного нейтронного поглотителя). Плюс химически активный материал оболочки – цирконий и горючий на воздухе замедлитель – графит (углерод).

Использование плутония в топливе АЭС с реакторами на тепловых нейтронах запрещено по указанным выше причинам, его доля не должна превышать 25-30% от доли урана-235 в топливной композиции.

Использование плутония в топливе АЭС с реакторами на быстрых нейтронах требует очень скрупулезного расчета конструкции, и также чревато потерей управляемости и разрушением реактора при резком увеличении мощности и перегреве топлива. Требования к системам управления и защиты быстрого реактора в десятки раз жестче, чем для теплового реактора. Системы управления и аварийной защиты БР используют очень дорогой изотоп бор-10, который примерно в 1000 раз дороже природного бора.

Мировой опыт эксплуатации быстрых натриевых реакторов на плутонии отрицательный. Реактор теряет управляемость даже в обычных режимах эксплуатации, и нет единого мнения экспертов, по какой причине это происходит [реакторы EBR-I и EBR-II в США и реакторы Phoenix и Super Phoenix во Франции].

Сегодня только реактор БН-800 работает на топливе из природного урана и плутония, извлеченного из ОЯТ реакторов ПУГР (и ВВЭР?). Это опасный режим, так как при работе реактора со временем изменится изотопный состав плутония, и он приблизится к тому равновесному изотопному составу, который был в реакторах США и Франции 30-50 лет назад.

Быстрый реактор почти не требует времени для замедления нейтронов, это время на порядок меньше, чем в тепловом реакторе, поэтому периоды разгона на мгновенных нейтронах составляют десятые доли миллисекунд. Если на топливе из U-235 быстрый реактор работает очень стабильно во всех режимах, то на топливе из плутония ситуация сильно изменяется.

Выход из-под контроля быстрого натриевого реактора с плутониевым топливом наблюдался с самых первых лет эксплуатации. Лошадь понесла – это жаргон американских атомщиков про быстрый реактор, в конце 1940-х. Последними зафиксировали потерю управляемости французы на реакторах Феникс и СуперФеникс. Объяснений как не было, так и нет до сих пор.

Если для реактора с загрузкой около сотни килограмм актинидов стоимость составляет миллион долларов, то для огромного быстрого реактора СуперФеникс (1300 МВтэ) порядка 10 миллиардов долларов. Ставить эксперименты на таком реакторе крайне опасно и чрезвычайно дорого. Поэтому французское правительство остановило проекты БР и больше их не финансирует. Других спонсоров для французских атомщиков нет.

Сравнение последствий аварийных выбросов АЭС с выбросами угольной ТЭС

Разрушение 4 блока РБМК-1000 Чернобыля, проработавшего 3 года, привело к выводу из эксплуатации 2600 квадратных километров на 500-1000 лет, на которых уровень радиоактивного загрязнения смертельно опасен, 200 000 квадратных километров опасны для здоровья.

Угольная ТЭС аналогичной мощности за 3 года сжигает 10 млн тонн угля и образует 500 тысяч тонн золы и шлаков, объемом 250 тысяч кубометров. При уровне слоя отвала 1 метр, это 250 тысяч квадратных метров или 0,25 квадратного километра. Через 10-20 лет на отвалах начинает расти лес, а через 50 лет территория полностью реабилитируется.

Разница временно выведенной из эксплуатации территории с АЭС составляет 10 000 раз, время реабилитации отличается еще в 100 раз. Суммарно, токсичность АЭС выше в 1000 000 (миллион) раз, в единице измерения [км²*лет] потерянной территории.

При ежегодной норме внесения золы 5 ц/га (5 кг на сотку), или 50 тонн на квадратный километр, ТЭС ежегодно удобряет 10 000 квадратных километров. 100 ГВтэ российских угольных ТЭС удобряют 1 миллион квадратных километров из 17 миллионов. Безопасно для экологии России иметь парк угольных ТЭС до 1700 ГВтэ, если зола будет равномерно распределяться по территории России.

Сравнение парогазовых турбин с АЭС.

ПГУ выигрывает по всем параметрам. Никаких шансов у АЭС в России нет, Газпром – это безальтернативный лидер в энергетике и теплофикации.

Первоначально, данные доведены до автора в.н.с. НИИАР Клочковым Е.П., 2016 год, в выступлении после авторской видеолекции «Мифы и реалии АЭС, что изменилось за 60 лет». В современном варианте, с дополнениями, это выглядит следующим образом:

По ЕРОЕИ (80/8)

По производительности труда (2,5/1 ГВтч/чел в год)

По ресурсу разведанного сырья (1500/100 лет)

По КПД установки (90%/33%)

По теплофикации (есть/нет)

По стоимости установленной мощности (0,6/4 тысячи долл на кВт)

По срокам строительства (0,2/7 лет)

По стоимости квтч (0,5руб/1 руб)

Таблица 4

сравнения АЭС, ПГУ и ВИЭ-фермы

Параметр	АЭС с ТР	АЭС с ЗЯТЦ БР	ПГУ	Комплекс ВЭС+СЭС+Абнч
ЕРОЕИ	8	8	80	10-15
ГВтч/чел в год	1,5-2,5	0,1-0,3	2-5	0,05-0,5
Теплофикация	нет	нет	да	да
Ресурс сырья, лет	15	2000	1500	5 000 000 000
КПД топлива	0,2%	38%	90%	Нет потребления
Маневренность	нет	нет	1,5%-100%	0,1%-100%
Автономность	нет	нет	да	Да
УМэ, \$/кВт	4000-11000	от 17000	300-700	2000-4000
УМт, \$/кВт	нет	нет	150-200	300-800
Срок строительства	7-12 лет	10-70 лет	0,01-1 лет	1 день – 1 месяц
Стоимость квтч, \$	0,04-0,2	0,1-0,25	0,02 – ээ 0,01 – тэ	0,04-0,12 – ээ 0,02-0,05 – тэ
Проблемы отходов:				
Цена, % от квтч	+ 10-50%	нет	нет	нет
Сроки хранения, лет	300 - 20 000	200 - 300	нет	нет
Проблемы аварий	глобальные	глобальные	до 0,1 км ²	менее 0,1 км ²
Проблемы ОЯТ	глобальные	глобальные	нет	нет
Выбросы РВ, НУЭ, α-мКи/ГВтэ*год	0,5-20	20 000+	0,05-0,5	нет

Красным – гипотеза ЗЯТЦ БР

УМэ и УМт – установленная электрическая и тепловая мощность генерации
РВ – радиоактивные вещества, из которых наиболее опасны альфа-излучатели, то есть актиниды и продукты их распада в свинец и висмут.

НУЭ – нормальные условия эксплуатации

α -мКи/ГВтэ*год – единица измерения выбросов долгоживущих альфа-активных нуклидов (Т более 10 лет) различных видов генераций. Единица используется в США с 1990-х годов, не раскрывает ядерные секреты государства и соответствует нормам и законам о радиационном благополучии населения, так как не содержит информации о изотопном составе выброса. Преимущества этой единицы – подходит для любых видов генераций – грязного угля и нефтепродуктов, урана и тория, газа, торфа, дров, отходов сельского хозяйства и т.д.

ВИЭ-ферма – комплексный источник электричества, тепла, горячей воды, состоящий из ВЭС (ветряная электростанция), СЭС (солнечная электростанция в виде панелей), Солнечного коллектора, дающего горячую воду или теплоноситель до 220*С, аккумулятора электроэнергии на 6 номинал-часов, аккумулятора тепловой энергии на 1-7 суток. Такая ВИЭ-ферма, расположенная на территории малоудобных сельхоз угодий – пастбищ овец или коз, на склонах гор, солончаках, требует минимальных усилий для поддержания в рабочем состоянии и взаимовыгодно использует сельскохозяйственную и энергетическую деятельность.

Сравнение с ВИЭ с АЭС, Европа

Солнце и ветер, в связке на одной энерго-ферме, с аккумулятором на 4 номинал-часа

По ЕРОЕI (7-12 ВИЭ, 8-15 АЭС)

По производительности труда (н.д. для ВИЭ, 2-2,2 ГВтч/чел для АЭС)

По ресурсу разведанного сырья (5 000 000 000 лет ВИЭ, 100 лет АЭС для 10% от общего электропотребления)

По КПД установки (24-70% ВИЭ, 25-42% АЭС)

По теплофикации (до 95% ВИЭ, 1-2% АЭС)

По стоимости установленной мощности (3-5 тыс долл на кВт ВИЭ, 5-11 тыс долл АЭС)

По срокам строительства (1-5 рабочих дней ВИЭ, 5-12 лет АЭС)

По стоимости квтч (4-12 евроцент ВИЭ, 8-25 евроцент АЭС)

Тенденции стоимости, качества энергии и безопасности

ВИЭ имеет устойчивую тенденцию к снижению стоимости квтч, увеличению надежности, увеличению КПД солнечных панелей, снижению шума ветрогенераторов, увеличению ресурса генераторов до 25-30 лет, повышению качества электроэнергии за счет увеличения емкости аккумулятора, увеличению срока службы аккумуляторов до 12 лет.

При наличии аккумулятора емкостью 24 номинал-часа качество электроэнергии равно качеству электроэнергии маневренной парогазовой электростанции и кратно превышает качество АЭС, которые могут работать только в базе и не отслеживают пики потребления.

ВИЭ-ферма (солнце, ветер, аккумуляторы) является автономным источником электроснабжения, который будет установлен в указанном покупателем месте за несколько рабочих дней. Для гарантированного электроснабжения рекомендуется иметь резервную дизельную, бензиновую, газовую или дровяную электростанцию с запасом топлива на 2-4 недели в году или дополнительный комплект аккумуляторов на транспорте, позволяющий более полно использовать тяговые аккумуляторы автомобиля.

В каждом конкретном случае, для минимизации затрат, необходимо проводить расчет или пробную эксплуатацию энерго-фермы. Недостающие мощности можно установить в любое время, избыточные мощности продать.

Бытовое тепло для отопления, приготовления пищи и горячего водоснабжения

Страны Юга Европы более 20 лет успешно используют солнечные коллекторы, которые позволяют получать температуры теплоносителя до 220*С, что достаточно для кипения масла (жарка пищи). Горячее водоснабжение обеспечивается круглогодично, мощности для отопления подключаются в сезон, длительностью 3-4 месяца.

Отопление для сельхозпредприятий

Теплицы для выращивания овощей и зелени занимают квадратные километры вплоть до Северного Полярного Круга. Эти коллекторы солнечного тепла окупаются за один сезон, позволяя экономить традиционные энергоносители (дрова, газ, мазут, уголь), и обеспечивают круглогодично зеленую продукцию.

Экономия тепловой и электрической энергии

С энергетического кризиса конца 1970-х во всем мире началась экономия энергоресурсов.

Пример черной металлургии. Электросталь экономит энергию вдвое, против цикла домна-мартен. Качество электростали позволяет работать изделиям в 2-5 раз дольше, за счет низкого количества примесей, ускоряющих коррозию металла. Качество покраски металла еще увеличивает срок службы. В итоге, конечное потребление энергии снижается в 5-10 раз.

Отходы производства – ядерные материалы

Стоимость отработанных металлоконструкций традиционных генераторов составляет до 25% от цены нового изделия. Это немалая добавка при реконструкции электростанции.

Изношенные изделия и детали не представляют собой никакой опасности и могут утилизироваться любым способом.

Жизненный цикл АЭС после останова превышает рабочий жизненный цикл АЭС и составляет более 30 лет.

Нержавеющие изделия АЭС остаются «замороженными» на срок не менее 10Т Со-60, то есть более 50 лет. Цирконий остается вместе с ОТВС на столетия, или безвозвратно захоранивается вместе с ОЯТ.

Железобетонные конструкции АЭС начинают демонтировать через 30+ лет после остановки реактора. Первый реактор БАЭС был остановлен в 1979, но только в 2019 был начат демонтаж конструкции здания реактора.

Ядерные материалы, находящиеся в ОЯТ, выгорают не более 5%. 95% актинидов остаются в ОЯТ. При этом отвалы обедненного урана, в виде сжатого газа UF_6 , в 6-8 раз превышают массу ОЯТ.

До 5% осколков деления, находящиеся в ОЯТ, требуют охлаждения в проточной воде до 10 лет. Затем ОЯТ 30-50 лет охлаждается в искусственном потоке воздуха и только после этого возможно естественное охлаждение на воздухе. Весь цикл хранения ОЯТ требует фильтрации воды, воздуха, контроля загрязнений сред, постоянное присутствие персонала.

Суммарные затраты на хранение и захоронение ОЯТ составляют стоимость электроэнергии за 15-20 лет работы АЭС.

В захоронении, в отсутствие теплоотвода, над погребенным ОЯТ создается восходящий поток газо-водяной смеси, что приводит к выходу радиоактивной воды на дневную поверхность.

Переработка ОЯТ начинается после 15+ лет выдержки и сопровождается радиационными выбросами, превышающими выбросы АЭС на 2-3 порядка. Переработка ОЯТ не укладывается в установленные пределы НРБ, даже при выдержке до 30 лет, и практически всё ОЯТ АЭС в мире не переработано.

ОЯТ не имеет статус ядерных материалов и не стоит на учете как ядерный материал. Вероятность неконтролируемого использования ОЯТ для производства ядерного и/или радиационного оружия неприемлемо высока и требует постоянного непрерывного контроля и охраны. Периодические проверки затруднены или невозможны.

Мнение сотрудников Прорыва

КИ (Москва, Курчатовский институт, предприятие Росатом) специально приглашал автора 07.06.2024, чтобы послушать доклад представителя Прорыва. Докладчик совершенно спокойно рассказывал о том, что ВИЭ развивается на два порядка быстрее, чем АЭС.

В докладе было сказано, что за 2023 год в мире произошло увеличение на 510 ГВтэ мощностей ВИЭ (эквивалентно 200 ГВтэ АЭС). Мировые Мощности АЭС, 360 ГВтэ, построенные за 40-50 лет, остались на прежнем уровне и в ближайшее время будут снижаться. На фоне строительства ВИЭ, строительство АЭС составляет менее 1%.

Мнение английских ученых

Смотрим ежегодные статистические обзоры Института энергетики, бывший Бритиш Петролеум, EI (BP) Statistical Review, за 1956-2023 годы.

Китай строит в 10 раз больше ВИЭ, чем АЭС. Без Китая мощность мирового парка АЭС снижается.

Доля ВИЭ сегодня почти вдвое больше доли АЭС, и каждые 2,5-3 года будет добавляться по еще одной доле АЭС. За 25 лет ВИЭ в 10 раз превысит производство АЭС.

Доля АЭС через 25-30 лет, скорее всего, не изменится, в сумме не превысит 500 ГВтэ, а вероятнее всего - будет незначительно снижаться.

Мы живем во времена энергетической революции.

ВИЭ поставила перед собой амбициозную цель полностью исключить добычу угля и углеводородов. Если темпы возведения объектов ВИЭ останутся прежними, то через 30 лет доля энергии ВИЭ превысит 80% всей потребленной энергии человечества.

Сотрудники Прорыва и КИ признали полное поражение АЭС перед ВИЭ. Ни один из научных прогнозов развития парка АЭС, с 1950-х по 2010-е, не сбился. Сегодня прогноз развития АЭС более чем скромный.

Сегодня для АЭС только одна миссия – убрать отходы ОЯТ с дневной поверхности.

Ниша атомной энергии

Не требует объяснений, что атомная энергия для военных целей остается на пике значимости. Это термоядерное оружие (дейтерид лития-6, плутоний-239, уран-238 или природный) и транспортные реакторы атомных подводных лодок, авианосцев, малые реакторы для командных пунктов, удаленных военных баз, Крайнего Севера, Космоса.

Фактически мировое сообщество уже отказалось от новых АЭС, от большой атомной энергетики. В США более 30 лет нет своего производства по обогащению изотопов урана. Не выгодно, и перспективе это не нужно в тех масштабах, которые существуют сегодня, 95 ГВтэ. Лидер атомной энергетики давно отказался от развития этой энергетики.

Новые страны ядерного клуба строят АЭС скорее для престижа, и/или с надеждой заполучить ядерные оружейные технологии вместе с покупкой АЭС. Старые ядерные страны сокращают парк АЭС.

Дементий Башкиров (С.М. Брюхов) с 2008 года призывает к отказу от новых АЭС в России, и с 2017 года выступает против новых АЭС в России на Проатом. Планомерное закрытие существующих АЭС – самое логичное решение сегодняшнего дня. Для России это произойдет практически незаметно, даже если полностью игнорировать энерго-революцию ВИЭ. Газовые трубопроводы решают проблему перевозок угольного топлива (позволяют не стирать рельсы и изнашивать подвижной состав), а запасы газа в России самые большие в мире (на 2024 год).

Энергия дров

Не могу спокойно говорить про ситуацию с лесами России. Завалы больной и гниющей древесины вдоль дорог и рядом с городами становятся все большими, лесные пожары уничтожают населенные пункты и промышленные территории. Такого не было никогда в России, так как дрова всегда были нужны, и весь лесной опад всегда был собран на расстоянии до нескольких километров от жилья. Запасы прироста древесины в России, только при санитарных рубках, необходимых для поддержания здоровья леса, по энергии превышают атомную генерацию АЭС России. Элементарное наведение порядка в лесу, для борьбы с лесными пожарами,

обеспечит пожарную безопасность и тепло в малых городах и небольших населенных пунктах.

Как появляются практические знания

В 1986 году, после Чернобыля, автор решил посвятить свою жизнь проблеме безопасности в атомной энергетике. Невозможно так бездумно относиться к энергии, которая в миллионы раз мощнее и в миллиарды раз опаснее, чем дрова. Нужно начинать с обучения самого себя, чтобы понять, как правильно относиться к ядерной энергии.

В СССР, и затем в России, так и не поняли уроки Чернобыля.

Несмотря на полный провал научных прогнозов и останов строительства почти 70 энергоблоков в СССР, проблемы атомной энергетике в России только увеличиваются. Запасы ОЯТ растут, а с ними растет и потенциальная биологическая опасность отходов атомной энергетике (термин Прорыва). Растут уже 38 лет, несмотря на прямой жестокий пример Чернобыля.

Новичкам объясняю, что самая большая опасность АЭС – это ядерные отходы АЭС, или ОЯТ. Беззаботное отношение к ОЯТ – пережиток бездумной политики СССР и России последних 60 лет. Такого быть не должно.

Сожгли ядерное топливо – будьте любезны, уберите его с дневной поверхности, чтобы оно не угрожало не нынешнему поколению, ни сотням будущих поколений. Пока культурное поведение по отношению к ОЯТ не появится, атомная энергетика будет смертельной угрозой для всего человечества.

Смертельный предел в 200 тонн плутония-америция сегодня превышен в 25+ раз. На планете лежит на дневной поверхности более 5000+ тонн плутония-америция. Это угроза жизни человечеству минимум на $3T$ америция-241 – $432 \cdot 3 = 1300$ лет. Это 50 поколений людей, жизни которых угрожают сегодняшние потребители атомного киловатт-часа.

Экономика РБН против РТН

У всякого производства и коммерческого продукта есть достоинства и недостатки. Задача производителя выполнить требования покупателя (потребителя), это важнейший закон рынка.

Покупатель всегда прав, соответственно мнение покупателя атомного квтч есть самое важное при выборе типа генерации электроэнергии.

Сложность электроэнергии, как рыночного продукта, заключается в том, что рынка электроэнергии не было и пока нет на территории России. Покупатель (подавляющее большинство покупателей) не имеет возможности выбирать поставщика электроэнергии. На каждой территории есть свой монопольный поставщик электроэнергии.

Другая сложность рынка электроэнергии – невозможность запастись электричеством впрок, из-за дороговизны электро-аккумуляторов. Генерация и потребление происходят одновременно, синхронно со скоростью света.

Поэтому лозунг – покупатель всегда прав – не работает.

Покупатель электроэнергии полностью бесправен. Покупатель не может при желании повысить потребление выше установленных ограничений, не может поменять производителя электроэнергии, и вообще, может неделями жить без электроэнергии или оказаться отключенным от электросетей за неуплату купленной по монопольным ценам продукции.

Выбор проводится по параметрам цена-качество.

Цена квтч АЭС

– запретная тема, предмет особого отдела по защите государственных секретов.

Покупатель может только сравнивать рекламные параметры. Увидеть реальные цены покупатель не может.

Покупатель атомного квтч платит минимум дважды, а реально многократно.

Сначала советский народ построил урановые рудники и предприятия первичной переработки уранового рудного сырья.

Затем советский народ построил предприятия по обогащению изотопов урана.

Затем советский народ построил реакторы для наработки плутония (ПУГР и ТВР).

Все эти предприятия, построенные в СССР с 1945 по 1970 год, работали только на военные программы, на производство ядерного оружия. Их цена неизвестна, но известно, что вся страна два с половиной десятилетия трудилась на ядерный щит Родины. По разным оценкам, на создание ядерного щита СССР потратил до 3 годовых бюджетов.

Официально США потратили на Манхэттенский проект 2 миллиарда долларов (26 миллиардов 2023 года). И это лишь начало гонки вооружений, масштабы порядка 30-50 бомб типа Нагасаки в год.

На Манхэттен было потрачено порядка 1% от годового бюджета 1944 года, при всех военных годовых затратах 94 миллиарда долларов, из годового ВВП порядка 200 миллиардов. Далее траты бюджета на атомную гонку вооружений составляли до 2-4% в год, а годовое производство ядерного и термоядерного оружия исчислялось тысячами единиц.

[Как было сказано выше, в 1944 году военные расходы США достигли пикового уровня 42% ВВП, или 94 млрд долларов в текущих ценах. Если с помощью дефлятора ВВП перевести это в современные цены, мы получим астрономическую сумму 1,22 трлн долларов, которая в полтора раза превышает бюджет Пентагона на 2023 финансовый год (816 млрд долларов) Википедия]

Созданная военная атомная промышленность в США и СССР не должна была простаивать без заказов, после насыщения войск ядерными вооружениями, и было принято решение о производстве атомной электроэнергии, которое снижало стоимость ядерных вооружений, или производило бесплатный уран для ядерного квтч, смотря как вести экономические расчеты.

Теперь гражданам США и СССР предстояли траты на строительство АЭС, стоимость которых была недоступна для частного бизнеса США, из-за огромных трат и невозврата финансовых вложений. С 1965 года ни одна частная компания не вкладывала средства в развитие атомной энергетики США. В СССР частные вложения отсутствовали по умолчанию. Всё бремя расходов было переложено на бюджет, то есть на налогоплательщиков.

В итоге, население заплатило за:

1 созданные предприятия по добыче и производству природного урана,

2 за предприятия по обогащению изотопа уран-235,

3 за АЭС,

4 за текущие расходы всех ОИАЭ,

5 за централизованные электросети в виде единой энергосистемы ЛЭП и оборудование распределения до конечного потребителя электроэнергетики.

В СССР цены на квтч устанавливало государство, а с 1992 года – частные монопольные владельцы энергосетей (в простонародье – Чубайс). Стоимость электроэнергии в цене продукции, например, легкой промышленности, возросла с 4% до 80%, что привело к полному закрытию советских предприятий легкой промышленности и захвату рынка товарами из Польши, затем Турции, и потом Китая.

Сегодня цена атомной электроэнергии на новых АЭС, на ЛАЭС-2 и НВАЭС-2, составляет 7-8 рублей-квтч, плюс оптовые цены порядка 2 рублей. Итого, 9-10 рублей/квтч. Новые АСММ в Якутии еще дороже – 25 руб/квтч. Цены пересчитаны по современному курсу доллара. [В.В. Петрунин, С.А. Фатеев, А.В. Кураченков, Д.В. Щекин, Снежинск, 29 мая 2023 года]

Для сравнения.

Поршневой газовый электрогенератор (метан), установленный непосредственно у потребителя на объекте или в здании, имеет КПД 30%. Транспорт тепловой энергии пара и/или горячей воды до нескольких десятков метров. При стоимости газа 6 руб/куб и калорийности 10 квтч/куб, это 0,6 руб/квтч тепла, или 2 рубля/квтч электроэнергии. С учетом когенерации тепла, электрический квтч обходится в 1 руб, а суммарная выгода теплоснабжения, горячей воды, электроэнергии оказывается в 3-5 раз ниже, чем монопольные цены ЖКХ. Для углеводородных энергоносителей стоимость установленной мощности, то есть поршневого газового генератора, составляет 10-15% и мало влияет на стоимость квтч.

Причины возникновения ЗЯТЦ БР 70-80 лет назад

Все атомные реакторы работают на собственном нейтронном потоке, который возникает при цепной самоподдерживающейся реакции деления актинидов. У ядерной энергетики есть естественное ядерно-физическое ограничение – ничтожно малая доля делящегося на тепловых нейтронах изотопа уран-235, а уран-238 делится только на быстрых нейтронах.

Это ограничение снижает топливную эффективность, читай сырьевой ресурс природного урана, в 140 раз.

Выход нейтронов U-235 составляет в среднем 2,4 на деление, из которых 1 расходуется на следующее деление, примерно 0,8-1 поглощаются ураном-238, остальные металлом оболочки твэл, теплоносителем, или вылетают из реактора. Через некоторое время накопленный плутоний замещает выгоревший уран-235 и продолжает реакцию деления, с выходом нейтронов 2,9.

Если бы осколки деления и актиниды тяжелее плутония постоянно удалялись из зоны ядерной реакции ТР, то ядерная реакция постоянно ускорялась, что позволило

бы выжечь почти весь уран-238, то есть поднять топливную эффективность урана с 0,7% до 90%. Для БР можно не удалять осколки деления, чтобы получить $KV > 1$, так как быстрые нейтроны не поглощаются осколками деления. Это принципиальное преимущество БР перед ТР.

Эта идея интуитивно понятна и является основой гипотезы ЗЯТЦ, причем для торий-уранового реактора KV более 1 возможно на тепловых нейтронах, а для уран-плутониевого реактора $KV > 1$ возможен только на промежуточных или быстрых нейтронах.

В тепловых реакторах (ТР) доля делений нечетных изотопов составляет более 97%, а в БР на плутонии эта доля превышает 70%, причем без высокой концентрации нечетных изотопов цепная ядерная реакция в БР невозможна. Таким образом, и на быстрых нейтронах невозможно достичь ТЭ более 0,7% без создания в топливе высокой концентрации плутония, выше 14%. Поэтому в БР доля плутония от 14% и выше.

Но при высокой концентрации плутония падает наработка нового плутония, на 14% для БРЕСТ, на 20-25% для БН, по сравнению с тем, если бы быстрый реактор мог работать на природном уране или с долей плутония в топливе менее 1%.

Первоначально, в 1940-50-х, планировалось достигать выгорания топлива в БР 30-40%, с темпом выгорания $\sim 20\%$ в год. Физика ядерных реакций это позволяет. Но оболочки ТВЭЛ с равновесным уран-плутониевым топливом разрушаются при выгорании 6,5-8,5%.

Поэтому концепция ЗЯТЦ БР в 1960-х в виде бесконечной череды радиохимических переработок ОЯТ с малым выгоранием, или огромного радиохимического завода, работающего на одну скромную АЭС. По сравнению первоначальной концепцией, количество переработок увеличивалось в 3-5 раз, что пропорционально увеличивало количество отходов и выбросов в окружающую среду.

В начале атомной эры ни о каких АЭС с реакторами на тепловых нейтронах не могло быть и речи – добываемого урана не хватало для оружейных программ.

Альтернативы ЗЯТЦ БР

Указанные недостатки можно решить созданием внешнего потока нейтронов, с энергией больше энергии, при которой делится уран-238 и торий-232.

При энергии нейтрона 1,1-2,2 МэВ примерно половина урана-238 делится, другая половина превращается в нептуний-плутоний. Это очень хороший результат, и цепная самоподдерживающаяся реакция деления возможно непосредственно на уране-238. Правильно подобранный спектр внешних нейтронов, и невысокая концентрация плутония в облучаемом внешними нейтронами уран-плутонии, по расчетам, позволяли достигать $KV = 2$ и более, и накапливать в природном уране огромные количества плутония или урана-233 в тории.

Многие годы исследователи атомного ядра занимаются разработкой эффективных способов получения нейтронов другими методами, с помощью ускорителей протонов и/или с помощью термоядерных реакций синтеза легких ядер – дейтерия и трития.

Таким образом, ЗЯТЦ получает еще несколько разновидностей, гибридов с установками получения быстрых нейтронов.

С 1953 реально работают устройства на термоядерных нейтронах – так называемые водородные бомбы. Получаемый термоядерный нейтрон имеет начальную энергию 14 МэВ и вызывает деление ядер, начиная от свинца и тяжелее.

Уже в первых термоядерных устройствах за счет оболочки из урана-238, термоядерный заряд заметно увеличил мощность, а в более поздних конструкциях из 100 килограмм урана-238 претерпевало деление 50-70 килограмм.

В конце 1950-х ученым казалось, что еще несколько лет поиска, и будет найдено решение, которое позволяет эффективно сжигать уран-238 в ядерном реакторе. Но то, что возможно в конструкции, которую взрыв превращает в плазму с температурой десятки миллионов градусов, оказалось невозможно в неразрушаемой конструкции.

Многие исследователи, создававшие протонные ускорители, получали изрядный поток нейтронов высоких энергий. Эти нейтроны направляли на уран-238 и эффективно делили «неделяющийся» нуклид и/или превращали его в плутоний.

В 1960-х была предложена конструкция, в которой внешние быстрые нейтроны вызывали деление урана-238 (или тория-232, или других тяжелых ядер), и таким образом возможно было создать ядерный реактор без высоких концентраций дефицитных нечетных изотопов - урана-233, урана-235, плутония-239, плутония-241. Без внешнего потока нейтрона реактор глубоко подкритичен, а с внешними нейтронами он прекрасно работает.

Правильно собранная конструкция для облучения смеси природного урана и плутония, с подкритичными параметрами $K=0,99$, позволяет увеличивать внешний нейтронный поток в $1/(1-K)$ раз, в данном примере в 100 раз.

Для плутония $K=0,998$ означает выход на реакцию с регулировкой с помощью запаздывающих нейтронов, фактически ядерный реактор. При этом увеличение внешнего потока нейтронов составляет 500 раз, что принципиально снижает мощность ускорителя. При этом, после выключения внешнего потока нейтронов реактор останавливается.

Такое устройство получило название ЭФУ – электрофизическое устройство, или ЯФУ – ядерно-физическое устройство (есть и другие названия).

Одним из преимуществ такого реактора является более высокий КВ плутония, на 14-25% выше, чем в ЗЯТЦ БР без внешнего нейтронного потока. Это очень большая разница, которая позволяет достигать $KV>2,2$.

С точки зрения физико-техники, в создании такой конструкции существует много проблем, и одна из них – материалы, выдерживающие поток быстрых нейтронов. Самые лучшие материалы выдерживают 1,5-3 года работы, после этого дорогостоящую конструкцию придется разбирать и заменять новой.

С точки зрения радиационной безопасности, нет никакой разницы между реактором АЭС с РТН, и АЭС с ЭФУ. На каждый квтч образуется одинаковое количество осколков деления, которые в миллионы и миллиарды раз токсичнее, чем природный уран.

Накопить в бланкитах или мишенях ЭФУ значимые количества плутония или урана-233, невозможно без образования большого количества осколков деления. При этом и уран-233, и плутоний, токсичнее природного урана на 4-5 порядков.

Производство электроэнергии в ЭФУ также опасно, как и ЗЯТЦ БР, и требует колоссальных мощностей радиохимии и фабрикации топлива из высокотоксичных урана-233 и плутония.

Есть еще одна проблема у альтернативных ЗЯТЦ, использующих сверхбыстрые нейтроны.

Быстрый нейтрон, выше 11 МэВ, образует из U-238 долгоживущие крайне токсичные нуклиды Np-237 и U-236, при этом выход Pu-239 ничтожен, в 500-900 раз меньше.

Быстрый нейтрон, выше 12 МэВ, образует из Th-232 долгоживущие крайне токсичные нуклиды Pa-231 и Th-230, при этом выход U-233 ничтожен, в 200-250 раз меньше.

Для производства Pu-239 и U-233 требуется создание нейтронного потока с энергией до 1,1 МэВ, при этом усиления внешнего нейтронного потока практически нет, и нужны мощнейшие протонные ускорители.

Если использовать усиление нейтронного потока добавками плутония в уран, то можно в 100-500 раз уменьшить мощность ускорителя, но сразу же пропорционально увеличивается производство осколков деления и более тяжелых актинидов.

Гипотетически возможно разделить зоны образования нейтронов и зоны накопления плутония в бланките ЭФУ, как это было сделано в советских реакторах серии БН.

Но в любом случае, вся энергия будет получаться из осколков деления плутония и урана, и эта энергия будет пропорциональна массе осколков деления, за вычетом энергии на ускорение протонов.

Предположим, нейтрон в ЭФУ получается в X раз дороже, чем в быстром реакторе. На производство нейтрона тратится электроэнергия, которая получена на АЭС с КПД 33%. Чтобы EROEI был более 1, необходимо иметь бустирование минимум 3X раз. Разумный энергетический КПД должен быть не менее 7, итого бустирование 21 раз. С запасом – 40-50.

Такое бустирование легко делается в виде подкритичного реактора с $K=0,975-0,98$. Тут нет проблем. Остается одна проблема – ускорительный нейтрон должен стоить не более, чем в 40-50 раз дороже реакторного нейтрона.

Известные автору протонные ускорители (медицина) имеют КПД превращения затраченной электроэнергии в энергию протонного потока менее 0,1%. Кроме того, ускоритель стоит десятки миллионов долларов, а создает потоки не более 0,1-0,15 мкА с энергией 250 МэВ. Это 12 степень протонов в секунду. Пусть они создают в 100 раз больше нейтронов, то есть 14 степень.

Для мощности 3 ГВт тепловых нужен поток 20 степень. Минус 2 степени на бустирование - 18 степень.

Разрыв мощности (производительности) 4 порядка.

Где искать конструктивную критику

Исторически сложилось так, что сторонники несуществующих ядерных, термоядерных, электро-ядерных, электрофизических и др. установок конкурируют за бюджетные средства и аргументированно критикуют конкурентов. Читайте, например [Приемлемость замыкания топливного цикла ядерной энергетики, Е.П. Велихов и др. КИ, НИТИ. Прогноз. 31.03.2021, и ответ Дементия Башкирова «Хапнуть легкие деньги» там же, 01.04.2021]

Если вы хотите узнать недостатки ЗЯТЦ БР, обращайтесь к сторонникам других видов гипотетически-утопических технологий. Если вы хотите узнать недостатки современных АЭС, читайте концепции Прорыва. Если вы хотите узнать реальные недостатки АЭС, посетите Чернобыль или Фукусиму.

Практика (или жизненный опыт) показывает, что реальные ядерные технологии не нуждаются в рекламе и не требуют неограниченного финансирования на неограниченный срок. Манхеттен в 1945 за 2,5 года и \$2 млрд. создал ядерное оружие, а термоядерное оружие было создано в 1953, через 11 лет после пуска первого в мире реактора мощностью 1 кВт в Чикаго. Все проблемы военного производства к 1954 были решены.

Первые реакторы строили за 2-4 месяца. Первые радиохимические технологии разрабатывали за 1-2 месяца.

Ускорители протонов для научных исследований появились 100 лет назад. Исследователи построили их на собственные средства.

Ускорители протонов для медицинских целей появились 35 лет назад, их создали ученые, которым после Чернобыля прекратили финансирование темы ЗЯТЦ БР, и дали задание сделать что-то полезное для людей.

Есть ускорители на встречных пучках с энергиями как у летящего самолета.

Но пока нет ускорителя, который смог бы произвести больше энергии, чем было в него закачено. Даже такой цели никто никогда не ставил для ускорителей, это установки другого целевого назначения. В ускоритель закачено энергии в тысячи и миллионы раз больше, чем энергия протонного пучка.

Примеры научных исследований показывают, что ученые разных стран и разных лабораторий тратят на многие порядки разные суммы, и на порядки разные сроки, чтобы получить одинаковый результат. Одни получают результат на установке мощностью 0,1 МВт за 3 года, другие на установке мощностью 3 ГВт за 20 лет. Разница затрат в 5 порядков, результат одинаков.

Для демонстрации идеи ЭФУ не нужно иметь колоссальные установки. Достаточно иметь наноамперы протонного тока, чтобы продемонстрировать процесс образования плутония из урана, или урана из тория, или осколков деления тяжелого атома. Затем посчитать энергетику и экономику процесса – то есть сделать полноценную научно-исследовательскую работу.

Вывод по ЗЯТЦ, ЭФУ,

гибридным реакторам с термоядерным синтезом и любым другим устройством, которое получает энергию от деления тяжелого ядра.

В любом случае, в результате работы такого устройства получаются осколки деления, недогоревший нейтронно-модифицированный уран или торий-

протактиний, плутоний, актиниды тяжелее плутония. Безопасное обращение с такими чрезвычайно радиотоксичными материалами, в максимально большом масштабе, как предлагают сторонники ЭФУ и гибридных установок, сегодня невозможно.

Если Вы предлагаете радиохимию – разрабатывайте технологии радиохимии или изучайте параметры уже разработанных технологий. Если Вы говорите о ядерно-физических технологиях и не знаете азов радиохимии, значит, никакой радиохимии в вашей концепции быть не должно.

Основные параметры РТ и РФ

Напоминаю самые основные параметры опасности современных радиохимических производств и производств фабрикации грязного топлива.

При радиохимии (РТ) потери составляют порядка 1%, потери при ре-фабрикации (РФ) грязного топлива 2-6%.

1 тонна (свежих) осколков деления эквивалентна ядерному взрыву в 17 Мт тротила. В мировом парке АЭС накоплено 22 000 тонн осколков деления, которые никто не планирует перерабатывать радиохимическими методами. Доминирует мировая концепция – ОЯТ это ядерные отходы.

При работе реактора (любого) на каждый ГВтэ*год образуется ~50 000 000 Ки долгоживущих осколков деления. При этом образуется от ~250 000 до 1000 000 Ки долгоживущих актинидов (Т более 10 лет), в тепловых и в быстрых реакторах соответственно. Начальная активность 150-ти тонн природного урана, из которого изготовлено топливо на 1 ГВтэ*год, составляет 100 Ки.

В «сухом» ЗЯТЦ БР 1 ГВтэ постоянно находится в топливе в 40 раз больше плутония, чем накапливается в ОЯТ ВВЭР-1000 за год (230 кг). В «мокром» ЗЯТЦ БР постоянно находится в топливе в 120 раз больше плутония, чем накапливается в ОЯТ ВВЭР-1000 за год.

Выбросы в атмосферу долгоживущих альфа-излучателей (актинидов), при нормальной работе реактора типа ВВЭР, составляют 0,0005-0,02 Ки/ГВтэ*год. Выбросы в атмосферу актинидов при радиохимии и фабрикации вторичного топлива составляют от 5 Ки/ГВтэ*год (водные технологии), и от 200 Ки/ГВтэ*год (пиротехнологии).

Суммарная масса плутония-америция 200 тонн при равномерном рассеивании в атмосфере уничтожает всех людей на планете. В составе ОЯТ мирового парка АЭС находится 5500 тонн плутония-америция.